



**Уральский  
федеральный  
университет**

имени первого Президента  
России Б.Н.Ельцина

**Физико-  
технологический  
институт**

**А. А. БАРАНОВА  
А. П. ОКОНЕЧНИКОВ  
В. А. ПУСТОВАРОВ**

# ДОЗИМЕТРИЯ

Учебно-методическое пособие



Министерство науки и высшего образования  
Российской Федерации

Уральский федеральный университет  
имени первого Президента России Б. Н. Ельцина

**А. А. Баранова, А. П. Оконечников, В. А. Пустоваров**

# **ДОЗИМЕТРИЯ**

Учебно-методическое пособие

Рекомендовано методическим советом  
Уральского федерального университета  
для студентов вуза, обучающихся  
по направлениям подготовки

12.04.04 — Биотехнические системы и технологии,  
14.03.02 — Ядерная физика и технологии,  
14.05.04 — Электроника и автоматика физических установок,  
18.05.02 — Химическая технология материалов современной энергетики,  
22.03.01 — Материаловедение и технологии материалов

Екатеринбург  
Издательство Уральского университета  
2020

УДК 615.015.3

ББК 31.42

Б24

Рецензенты:

*В. Н. Костин*, д-р техн. наук, проф., замдиректора Института физики металлов им. М. Н. Михеева Уральского отделения РАН (ИФМ УрО РАН);  
*Т. В. Мельникова*, канд. хим. наук, доц. Института ядерной физики и технологий ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Научный редактор — канд. физ.-мат. наук, доц. *О. В. Рябухин*

**Баранова, А. А.**

Б24 Дозиметрия : учебно-методическое пособие / А. А. Баранова, А. П. Око-  
нечников, В. А. Пустоваров ; Мин-во науки и высш. образования РФ. —  
Екатеринбург : Изд-во Урал. ун-та, 2020. — 112 с.

ISBN 978-5-7996-3133-8

Приводятся краткие теоретические основы рассматриваемой темы или используемого метода, дается описание экспериментальных установок, указаны назначение и технические характеристики приборов и их составных частей. В приложении приводятся лабораторные работы, подробно описан порядок их выполнения, излагаются требования к отчету.

Издание предназначено для студентов вуза, обучающихся по направлениям подготовки 12.04.04 — Биотехнические системы и технологии, 14.03.02 — Ядерная физика и технологии, 14.05.04 — Электроника и автоматика физических установок, 18.05.02 — Химическая технология материалов современной энергетики, 22.03.01 — Материаловедение и технологии материалов; может быть полезно в научно-исследовательских работах студентов.

УДК 615.015.3

ББК 31.42

ISBN 978-5-7996-3133-8

© Уральский федеральный  
университет, 2020

# Оглавление

---

Введение .....	4
Глава 1. Исследование законов ослабления фотонного излучения в веществе .....	6
Глава 2. Определение эквивалентной равновесной активности радона .....	16
Глава 3. Термолюминесцентный метод дозиметрии .....	33
Глава 4. Дозиметрия фотонного излучения с помощью газоразрядных счетчиков .....	44
Глава 5. Сцинтилляционный метод дозиметрии фотонного излучения .....	55
Глава 6. Дозиметрия нейтронного излучения .....	64
Глава 7. Дозиметрия $\beta$ -излучения .....	71
Глава 8. Оценка радиационной безопасности .....	81
Приложение. Задания по курсу «Дозиметрия» .....	87
Задание к главе 1. Исследование законов ослабления фотонного излучения в веществе .....	87
Задание к главе 2. Определение эквивалентной равновесной активности радона .....	89
Задание к главе 3. Термолюминесцентный метод дозиметрии .....	90
Задание к главе 4. Дозиметрия фотонного излучения с помощью газоразрядных счетчиков .....	92
Задание к главе 5. Сцинтилляционный метод дозиметрии фотонного излучения .....	94
Задание к главе 6. Дозиметрия нейтронного излучения .....	96
Задание к главе 7. Дозиметрия $\beta$ -излучения .....	98
Задание к главе 8. Оценка радиационной безопасности .....	100
Основные определения и термины .....	102
Библиографический список .....	110

## Введение

---

**П**о определению дозиметрия (от греч. *dosis* — доля, порция, прием и *metreo* — измеряю), измерение, исследование и теоретические расчеты характеристик ионизирующих излучений (и их взаимодействия со средой), обуславливающих радиационные эффекты в облучаемых объектах живой и неживой природы.

В первые годы после открытия явления радиоактивности возникла задача качественной и количественной оценки характеристик излучений естественных радиоактивных веществ, что и предопределило создание такой дисциплины как дозиметрия.

С развитием реакторостроения, ускорительной техники и производства радиоактивных нуклидов появились новые мощные искусственные источники излучения, создающие потоки нейтронов, ускоренных электронов, позитронов и тяжелых заряженных частиц. Серьезное изучение биологического действия ионизирующих излучений показало, что электромагнитное излучение различного энергетического диапазона, заряженные и нейтральные частицы при определенных условиях вызывают нарушение биологических процессов на клеточном уровне и в организме в целом. В связи с этим значительно расширился и круг задач, решаемых дозиметрией. Кроме первоначальной задачи радиационной безопасности, она стала использоваться в радиационно-физических, радиационно-химических и радиобиологических областях исследований.

Современное применение источников излучения в медицине, промышленности и сельском хозяйстве требует дозиметрического обеспечения. Совершенствование элементной базы, цифровой и микропроцессорной техники позволило создать новые приборы для регистрации всех видов ионизирующего излучения, проведение фундаментальных исследований — разработать и внедрить современные методики измерения и обработки результатов, что оказало существенное влияние на качество и достоверность практической дозиметрии. Повысилась надежность средств измерения, значительно снизились энергопотре-

.....

бление, габариты, масса приборов, увеличился ассортимент и появились дополнительные сферы их применения.

Развитие дозиметрии, ее приборной и методической баз предъявляет повышенные требования и к специалистам, работающим в данной области, которые должны обладать соответствующими современному уровню развития дозиметрии знаниями и умениями, навыками использования средств измерения характеристик ионизирующего излучения, зачастую являющихся комплексным многозадачным оборудованием. Помочь сформировать необходимые компетенции у студентов, обучающихся в этом направлении, и призвано это издание.

В пособии приводятся краткие теоретические основы рассматриваемой темы или используемого метода дозиметрии, современная приборная база, назначение и технические характеристики дозиметрического оборудования. В приложении формулируется задание и описывается порядок выполнения работ, закрепляющих полученные теоретические знания.

Пособие предназначено студентам дневной формы обучения всех специальностей и направлений, изучающим курсы «Дозиметрия», «Дозиметрия ионизирующих излучений».

# Глава 1. Исследование законов ослабления фотонного излучения в веществе

---

При прохождении фотонного излучения через вещество наблюдаются различные виды взаимодействия фотонов с атомами среды. Следствием этого является уменьшение интенсивности (потока, плотности потока) первичного гамма-излучения и появление вторичного излучения: рассеянных фотонов и электронов.

Ослабление интенсивности излучения фотонов в области средних энергий (до 10 МэВ) происходит в основном в результате трех процессов: фотоэффекта, Комптон-эффекта (комптоновского рассеяния) и эффекта образования электрон-позитронных пар. Вероятность взаимодействия по каждому эффекту характеризуется своим коэффициентом, зависящим от энергии фотонов и эффективного атомного номера материала. В общем случае все три процесса могут протекать одновременно, поэтому полный линейный коэффициент ослабления моноэнергетического фотонного излучения  $\mu$  (см<sup>-1</sup>) равен сумме трех коэффициентов:

$$\mu = \tau + \sigma + \chi, \quad (1.1)$$

где  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\chi$  — линейные коэффициенты ослабления, характеризующие вероятность фотоэффекта, Комптон-эффекта и эффекта образования пар.

Вероятность того или иного процесса взаимодействия определяется энергией фотонного излучения и эффективным атомным номером вещества.

При фотоэлектрическом поглощении (фотоэффекте) фотон поглощается атомом и освобождается фотоэлектрон. Преимущественно фотоэффект идет на К-оболочке, но в любом случае должно соблюдаться условие  $E_\gamma > E_i$ , где  $E_i$  — энергия связи электрона. Баланс энергии при фотоэлектрическом поглощении имеет вид:

$$E_\gamma = E_i + E_e, \quad (1.2)$$

где  $E_e$  — кинетическая энергия вылетевшего электрона.



Вылетевший из атома электрон освобождает место на соответствующем энергетическом уровне (то есть появляется дырка), которое может быть занято менее связанным электроном с расположенных выше  $L$ -,  $M$ -,  $N$ - оболочек. Переход электрона сопровождается выделением кванта характеристического рентгеновского излучения, спектр которого определяется энергетическим положением электронных уровней конкретного материала-поглотителя. Испускаемые кванты могут поглощаться объемом вещества. Этот процесс сопровождается вылетом из атома одного из электронов с верхних электронных оболочек. Эти электроны называют Оже-электронами.

Коэффициент фотоэлектрического поглощения можно записать в виде суммы двух коэффициентов:

$$\tau = \tau_k + \tau_s, \quad (1.3)$$

где  $\tau_k$  — часть коэффициента, характеризующая преобразование энергии первичных фотонов в кинетическую энергию электронов;  $\tau_s$  — часть коэффициента, характеризующая преобразование энергии первичных фотонов в энергию характеристического рентгеновского излучения.

Величина коэффициента  $\tau_s$  относительно мала, поэтому на практике его не учитывают. Зависимость  $\tau$  от энергии  $E_\gamma$  и порядкового атомного номера  $z$  имеет следующий вид:

$$\tau = \frac{c \cdot z^4}{E_\gamma^3}, \quad (1.4)$$

где  $c$  — коэффициент, постоянный между скачками поглощения (резонансным поглощением) и постоянный для всех энергий выше энергии, соответствующей  $K$ -краю поглощения.

Анализируя формулу (1.4), можно сказать, что фотоэффект с наибольшей вероятностью идет при малых энергиях фотонов и для материалов с большим порядковым атомным номером  $z$ .

При увеличении энергии фотонов и постоянном  $z$  сечение фотоэффекта уменьшается, и начинает преобладать эффект комптоновского рассеяния (эффект Комптона). Это процесс неупругого рассеяния фотона на свободном электроны, при котором в каждом акте взаимодействия первичный гамма-квант передает «свободному» электрону атома часть своей энергии, испытывая упругое рассеяние. Вторичный (рассеянный) гамма-квант  $E_{\gamma_s}$  имеет меньшую энергию, чем первичный  $E_\gamma$  и изменяет направление распространения, а электрон получа-

ет некоторую кинетическую энергию  $E_{ке}$ . Баланс энергии при комптоновском рассеянии имеет вид:

$$E_{ке} = E_{\gamma} - E_{\gamma s}. \quad (1.5)$$

Сечение (то есть вероятность) комптоновского рассеяния можно записать в виде суммы двух составляющих, характеризующих распределение энергии между комптоновским электроном и рассеянным фотоном:

$$\sigma = \sigma_k + \sigma_s. \quad (1.6)$$

Зависимость  $\sigma$  от энергии и порядкового номера имеет вид:

$$\sigma \cong z \cdot f(E_{\gamma}). \quad (1.7)$$

Эффект комптоновского рассеяния прямо пропорционален  $z$  и плавно падает с ростом энергии гамма-излучения.

Угол между падающим и рассеянным гамма-излучением определяется из условия:

$$E_{\gamma s} = \frac{E_{\gamma}}{\left(1 + \frac{E_{\gamma}}{m_0 c^2} \cdot (1 - \cos \theta)\right)}, \quad (1.8)$$

где  $m_0 c^2 = 0,511$  МэВ — энергия массы покоя электрона,  $\theta$  — угол рассеяния первичного гамма-кванта. Из формулы следует, что при рассеянии кванта назад ( $\theta = 180^\circ$ ) рассеянные кванты не могут иметь энергии более 0,25 МэВ. Излучение, рассеянное назад, называется альбедным.

На практике вторичное фотонное излучение, появляющееся при Комптон-эффекте, необходимо учитывать, например, при проектировании защиты от фотонного излучения, при радиометрических и дозиметрических измерениях, определении доз, толщины защитных барьеров и их конфигураций.

Эффект образования пар — эффект рождения электрона и позитрона в поле ядра. Этот эффект пороговый, он протекает при  $E_{\gamma} > 2m_0 c^2$ . При эффекте образования пар происходит полное поглощение первичных фотонов и появление электрона и позитрона:

$$E_{\gamma} = E_{e-} + E_{e+} + 1,022 \text{ МэВ}, \quad (1.9)$$

где  $E_{e-}$ ,  $E_{e+}$  — кинетические энергии электрона и позитрона соответственно,  $1,022 \text{ МэВ} = 2m_0 c^2$  — энергия массы покоя электрона и позитрона.

Движущийся в веществе позитрон, замедлившись, взаимодействует с одним из электронов, аннигилирует, и в результате появляется вторичное фотонное излучение в виде двух разлетающихся в противоположные стороны аннигиляционных гамма-квантов с суммарной энергией 1,022 МэВ. Таким образом, энергия первичных фотонов преобразуется в кинетическую энергию ионизирующих частиц и в энергию аннигиляционного фотонного излучения, поэтому сечение эффекта образования пар как для фотоэффекта и Комптон-эффекта можно представить в виде суммы:

$$\chi = \chi_k + \chi_s. \quad (1.10)$$

Зависимость сечения  $\chi$  от энергии и порядкового номера имеет вид:

$$\chi \cong z^2 \cdot (E_\gamma - 2 \cdot m_0 \cdot c^2) \quad (1.11)$$

Из (1.11) видно, что данный эффект идет с большей вероятностью для материалов с большим порядковым номером и при больших энергиях фотонов (больше 1,022 МэВ). Его вклад в величину линейного коэффициента ослабления  $\mu$  при энергии фотонов, испускаемых естественными и искусственными радионуклидами, мал и является определяющим для фотонов с большой энергией, генерируемых на ядерно-физических установках.

С учетом коэффициентов  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\chi$  представленных в виде сумм (1.3; 1.6 и 1.10), полный линейный коэффициент ослабления  $\mu$  можно представить как

$$\mu = \mu_k + \mu_s, \quad (1.12)$$

где  $\mu_k$  — часть коэффициента, характеризующая долю энергии первичных фотонов, преобразованную в кинетическую энергию заряженных частиц в результате всех процессов взаимодействия;  $\mu_s$  — часть коэффициента, характеризующая преобразование энергии первичных фотонов в результате всех процессов взаимодействия в энергию вторичного фотонного излучения (характеристическое, комптоновское, аннигиляционное, а также тормозное, возникающее при торможении заряженных частиц в поле ядра).

Для дозиметрии особенно существенна та часть энергии фотонов, которая преобразуется в кинетическую энергию электронов, т. к. именно заряженные частицы создают радиационный эффект. Для примера на рис. 1.1 представлены энергетические зависимости парциальных сечений  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\chi$  и полного линейного коэффициента ослабления.

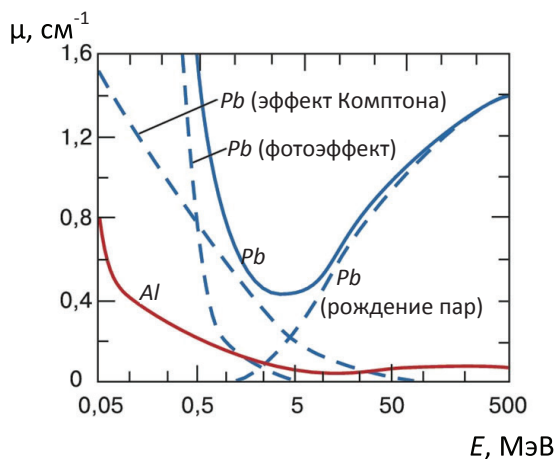


Рис. 1.1. Зависимости парциальных сечений  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\chi$  и полного линейного коэффициента ослабления фотонов от их энергии для свинца

Наряду с линейным коэффициентом ослабления  $\mu$  различают массовый  $\mu_m$ , атомный  $\mu_a$  и электронный  $\mu_e$  коэффициенты ослабления.

Связь между ними определяется соотношениями:

$$\mu = \mu_m \cdot \rho = \mu_a \cdot \frac{N_a}{A} \cdot \rho = \mu_e \cdot \frac{N_a}{A} \cdot Z \rho, \quad (1.13)$$

где  $N_a$  — число Авогадро,  $A$  — атомная масса,  $Z$  — атомный номер,  $\rho$  — плотность среды.

Характер ослабления гамма-излучения при прохождении через вещество будет зависеть от того, присутствуют ли рассеянные гамма-кванты в потоке излучения или нет. В связи с этим различают ослабление гамма-излучения в условиях геометрии «узкого» пучка или «широкого» пучка. Геометрию «узкого» пучка обычно воспроизводят в лабораторных условиях для измерения коэффициента ослабления. С помощью коллиматоров выделяется и регистрируется узкий пучок гамма-квантов, не испытавших взаимодействие с веществом (рис. 1.2). В такой геометрии измерения, рассеянные гамма-кванты не регистрируются детектором.

В этом случае закон ослабления носит экспоненциальный характер:

$$I = I_0 \cdot e^{(-\mu d)}, \quad (1.14)$$

где  $I_0$  и  $I$  — интенсивность (поток, плотность потока) гамма-квантов соответственно до и после поглотителя толщиной  $d$ .

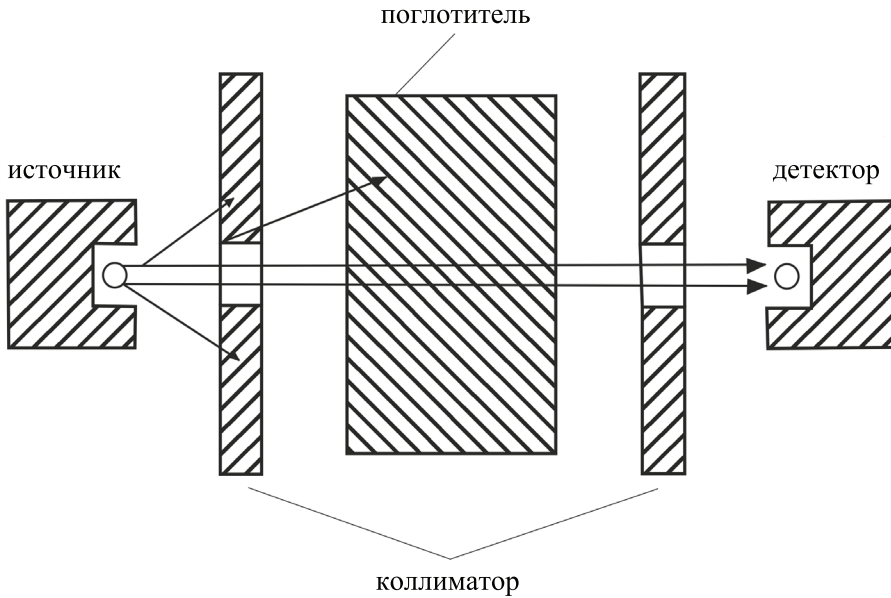


Рис. 1.2. Схема измерения коэффициента ослабления гамма-излучения в геометрии узкого пучка

На практике условия таковы, что рассеянное излучение остается в общем потоке регистрируемого излучения. В этом случае реализуется геометрия «широкого пучка» и ослабление интенсивности гамма-квантов уже не подчиняется простому экспоненциальному закону. Для «широкого» пучка ослабление интенсивности излучения будет происходить медленнее, чем в геометрии «узкого» пучка, за счет вклада многократно рассеянных фотонов (рис. 1.3).

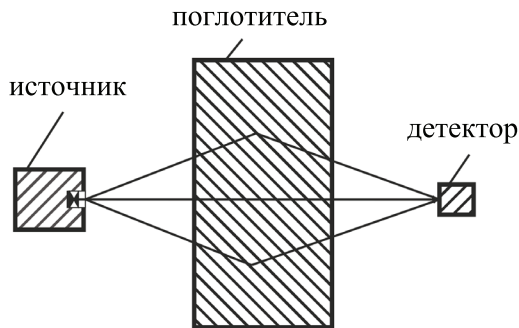


Рис. 1.3. Схема измерения коэффициента ослабления гамма-излучения в геометрии «широкого» пучка

Различие между характером ослабления фотонного излучения в условиях «узкого» и «широкого» пучков характеризуется фактором накопления  $B$ . Фактор накопления  $B$  зависит от энергии первичного фотонного излучения  $E_\gamma$ , атомного номера вещества поглотителя  $Z$  и толщины поглотителя  $d$ :

$$B = f(E_\gamma, Z, \mu d).$$

Эта зависимость сложная, но в общем случае фактор накопления увеличивается с увеличением толщины поглотителя, т. к. возрастает вероятность многократного рассеяния, кроме того,  $B$  имеет наибольшее значение в той области энергий гамма-квантов и для тех  $Z$ , где преобладает комптоновское рассеяние.

Для «широкого» пучка закон ослабления интенсивности (потока, плотности потока) фотонного излучения имеет вид:

$$I = I_0 \cdot e^{(-\mu \cdot d)} \cdot B. \quad (1.15)$$

Для геометрии «узкого» пучка и из (1.14) имеем

$$\ln \left( \frac{I_0}{I} \right)_{\text{узк}} = -\mu \cdot d, \quad (1.16)$$

а для «широкого» пучка из (1.15):

$$\ln \left( \frac{I_0}{I} \right)_{\text{шир}} = -\mu \cdot d + \ln B. \quad (1.17)$$

Вычитая правые и левые части выражений (1.16) и (1.17), имеем:

$$\ln B = \ln \left( \frac{I_0}{I} \right)_{\text{шир}} - \ln \left( \frac{I_0}{I} \right)_{\text{узк}}. \quad (1.18)$$

Используя это соотношение, можно определить фактор накопления  $B$  при определенной толщине поглотителя. Значение фактора накопления  $B$  всегда больше единицы.

Различные регистрируемые эффекты для моноэнергетического фотонного излучения различаются по следующим видам факторов накопления: числовой (для плотности потока), энергетический (для плотности потока энергии), дозовый.

В зависимости от геометрии (протяженности) защиты и взаимного расположения источника, защиты и детектора различают следующие виды факторов накопления:  $B_\infty$  — для бесконечной геометрии (источ-

ник и детектор помещаются в бесконечной поглощающей и рассеивающей среде);  $B_{1/2\infty}$  — полубесконечная геометрия (источник находится в бесконечной поглощающей и рассеивающей среде, а детектор — вне ее и наоборот);  $B_6$  — барьерная геометрия (источник и детектор разделены барьером);  $B_0$  — барьерная геометрия (источник и детектор разделены средой с конечными поперечными размерами — теневая защита).

Для нахождения фактора накопления при барьерной геометрии используют справочный коэффициент барьерности  $R(E_\gamma, Z)$ , его величина не зависит от толщины поглотителя  $\mu x$ :

$$R(E, Z) = \frac{B_\delta(E_\gamma, Z, \mu x)}{B_\infty(E_\gamma, Z, \mu x)}, \quad (1.19)$$

тогда уравнение (1.14) с учетом  $R$  для барьерной геометрии будет выражаться формулой

$$I = I_0 \cdot e^{(-\mu \cdot d)} \cdot B \cdot R. \quad (1.20)$$

При анализе прохождения фотонного излучения через вещество для сред, состоящих из нескольких элементов, вводится  $Z_{\text{эф}}$  — эффективный атомный номер сложного вещества, под которым в дозиметрии понимают атомный номер условно простого вещества с коэффициентом передачи энергии излучения, рассчитанным на один электрон среды —  $\mu_{\text{ке}}$  — таким же, как и для данного сложного вещества. Так как  $\mu_{\text{ке}} \cong f(E_\gamma)$ , то и  $Z_{\text{эф}} \cong f(E_\gamma)$ . В области энергий, где доминирует фотоэффект, значение  $Z_{\text{эф}}$  рассчитывается по следующей формуле:

$$Z_{\text{эф}} = \sqrt[3]{\frac{\sum_{i=1}^l a_i \cdot Z_i^4}{\sum_{i=1}^l a_i \cdot Z_i}}. \quad (1.21)$$

Для Комpton-эффекта понятие  $Z_{\text{эф}}$  не имеет смысла, так как рассеяние гамма-квантов идет на свободном электроны. В области энергий, где доминирует эффект образования пар, значение  $Z_{\text{эф}}$  рассчитывается по формуле:

$$Z_{\text{эф}} = \frac{\sum_{i=1}^l a_i \cdot Z_i^2}{\sum_{i=1}^l a_i \cdot Z_i}, \quad (1.22)$$

где  $a_i$  — доля атомного номера элемента  $i$  в общем атомном номере соединения;  $z_i$  — атомный номер простейших элементов, составляющих сложное вещество;  $l$  — число элементов.

Материалы, имеющие  $Z_{\text{эф}}$ , равный  $Z_{\text{эф}}$  воздуха (7,64), называются воздухоэквивалентными, а материалы, имеющие  $Z_{\text{эф}}$ , равный  $Z_{\text{эф}}$  биологической ткани, — тканеэквивалентными.

### Экспериментальная установка и приборы для исследования законов ослабления фотонного излучения в веществе

Установка включает в себя источник гамма-излучения  $^{137}\text{Cs}$  ( $E_\gamma = 0,662$  МэВ), помещенный в канал защитного контейнера (снаружи канал закрывается вращающимся коллиматором из свинца толщиной 10 см); защитный домик с газоразрядным детектором излучения. Для регистрации излучения используется универсальный дозиметр-радиометр ДРБП-03 (рис. 1.4) с блоком детектирования БДГ-01 производства ООО НПП «Доза» со следующими характеристиками:

Детектор	Газоразрядные счетчики
Диапазон измерения:	
мощности дозы $H^*$ (10) гамма-излучения	$0,01 \text{ мкЗв/ч} \div 3 \cdot 10^3 \text{ мЗв/ч}$
дозы $H^*$ (10) гамма-излучения	$0,001 \div 9999 \text{ мЗв}$
плотности потока альфа-излучения	$0,1 \div 700 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$
плотности потока бета-излучения	$0,1 \div 700 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$
Пределы допустимой основной погрешности измерения:	
плотности потока альфа-излучения	
в диапазоне $0,10 \div 1,0 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	$\pm (20+4/P)^* \%$
в диапазоне $1,00 \div 700 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	$\pm 20 \%$
плотности потока бета-излучения	
в диапазоне $0,10 \div 1,0 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	$\pm (20+4/P)^* \%$
в диапазоне $1,0 \div 700 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	$\pm 20 \%$
мощности дозы $H^*$ (10) гамма-излучения	
в диапазоне $0,1 \div 1,0 \text{ мЗв/ч}$	$\pm (15+4/H)^{**} \%$
в диапазоне $1,0 \div 3000 \text{ мЗв/ч}$	$\pm 15 \%$
дозы $H^*$ (10) гамма-излучения	$\pm 10 \%$
Диапазон энергий регистрируемого излучения:	
гамма-излучения	$0,05 \div 3,0 \text{ МэВ}$
бета-излучения	$0,15 \div 3,5 \text{ МэВ}$
альфа-излучения	по Pu-239
Время измерения	$6 \div 70 \text{ сек}$ (в зависимости от канала)





Рис. 1.4. Внешний вид прибора ДРБП-03 производства ООО НПП «Доза»

В качестве поглотителей используется набор пластин из алюминия, свинца, стали, бетона, плексигласа различной толщины. Пластины устанавливаются на тележку и фиксируются в вертикальном положении ползуном. Дверца защитного домика детектора имеет отверстие, которое играет роль коллиматора в геометрии «узкого» пучка (дверца закрыта). Для получения геометрии «широкого» пучка дверца открывается и опускается на полозья направляющей (для этого предварительно снимается тележка, а потом она снова устанавливается на полозья направляющей).

Для введения источника излучения в рабочее положение необходимо ручку подвижного коллиматора установить в вертикальное положение, в положение «хранение» — в горизонтальное.

## Глава 2. Определение эквивалентной равновесной активности радона

---

**Р**адон присутствует практически в любой атмосфере, диффундируя из земной коры, строительных материалов, воды. Дочерние продукты его распада (ДПР) взаимодействуют с окружающими аэрозольными частицами, участвуя в атмосферных процессах, вследствие чего оказываются связанными с частицами во всех диапазонах их дисперсности. При вдыхании воздуха аэрозоли и связанные ими радионуклиды (ДПР радона) проникают в респираторный тракт, вызывая его облучение.

Среди различных естественных факторов облучения человека в жилищах и на рабочих местах наибольший вклад в дозу (от 40 до 92 %) формируется за счет присутствия в воздухе радиоактивного газа радона. Изотопы радона входят во все естественные радиоактивные ряды. Наиболее распространен изотоп радона с массовым числом 222, входящий в ряд радия, родоначальником которого является изотоп урана с массовым числом 238. В общем случае именно этот изотоп имеется в виду при упоминании радона. Второй по распространенности — изотоп с массовым числом 220, именуемый торон, входит в ряд тория. Особую опасность представляют не сами изотопы радона, инертные газы, а дочерние продукты их радиоактивного распада, тяжелые атомы полония, свинца, висмута, претерпевающие распад с испусканием альфа- и бета-частиц.

**Расчет дозы от ингаляционного облучения радоном.** Оценки медицинских последствий воздействия ионизирующего излучения лучше всего основываются на эпидемиологических исследованиях человеческой популяции. В контексте действия радиации эпидемиология занимается установлением статистических связей между облучением и медицинскими последствиями. Вне всяких сомнений, на основе этих исследований установлено, что излучение является одной из причин возникновения рака многих органов и тканей, включая легкие, но установление количественных закономерностей является более сложной задачей.

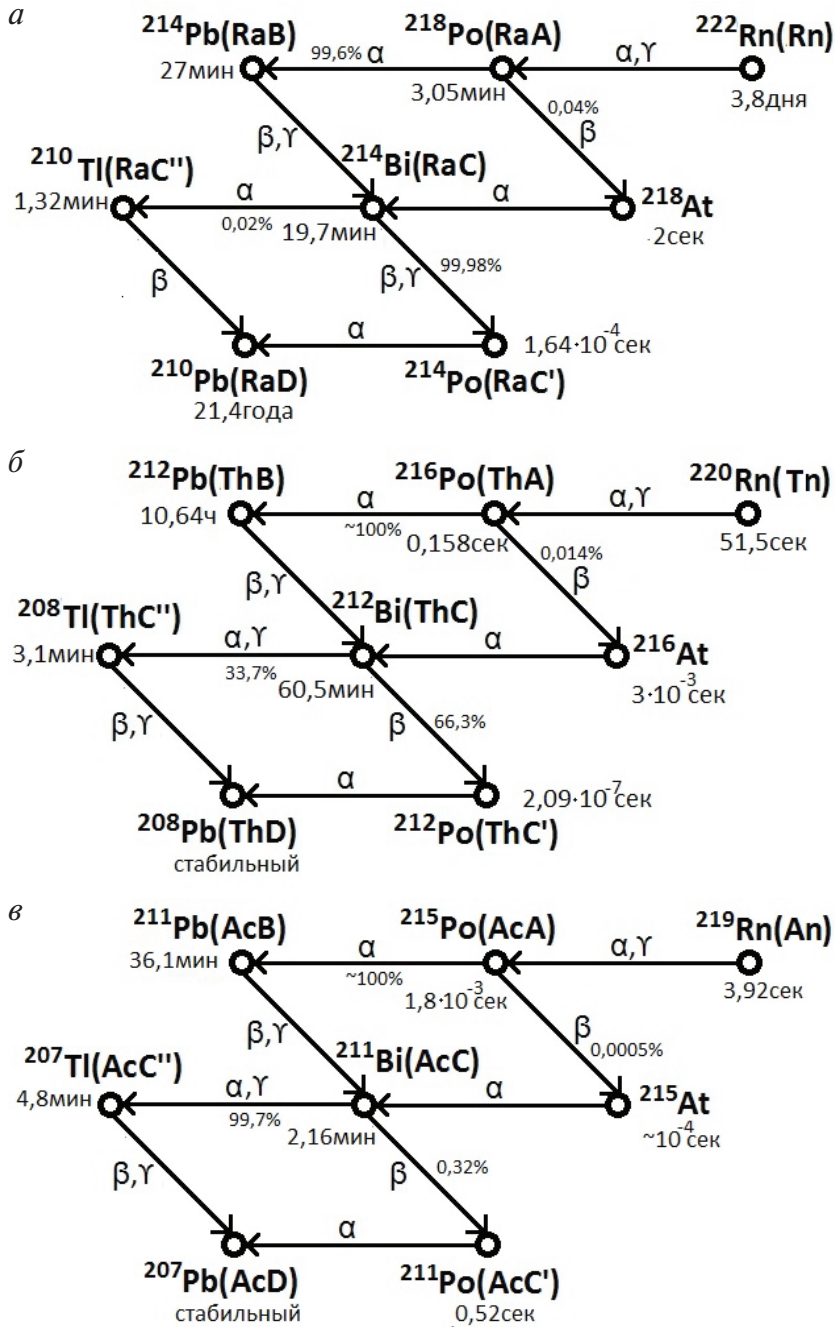


Рис. 2.1. Схема радиоактивного распада короткоживущих дочерних продуктов изотопов радона:

*а* — схема распада  $^{222}\text{Rn}$ ; *б* — схема распада  $^{220}\text{Rn}$  (торон); *в* — схема распада  $^{219}\text{Rn}$  (актинон)

Также на основе эпидисследований обнаружена корреляция между облучением и дополнительным раком легких. Эти исследования включают в себя пожизненные исследования жертв атомных бомбардировок в Хиросиме и Нагасаки, пациентов, проходящих лечение от анкилозирующего спондилита, рака толстой кишки, болезни Ходжкина, рака молочной железы, а также шахтеров, облученных радоном в процессе работы. Двумя основными источниками количественной информации о рисках вследствие облучения легких являются пожизненные исследования жертв атомных бомбардировок и исследования шахтеров. Исследования жертв атомных бомбардировок дали оценки коэффициентов смертности от рака для облучения преимущественно за счет гамма-излучения, то есть достаточно равномерно распределенного по всем легким. Исследования заболеваемости шахтеров позволили установить соотношение между частотой возникновения смертельного рака легких и концентрацией дочерних продуктов распада радона в шахтах.

В соответствии с 65 Публикацией МКРЗ, поскольку большинство персонала, подвергающегося экспозиции радоном, будет также облучено и другими источниками излучения, то целесообразно произвести переход от экспозиции радона к эффективной дозе. Поскольку к радону Комиссия не использовала дозиметрический подход, то этот переход был получен прямым сравнением ущерба, связанного с единицей эффективной дозы и единицей экспозиции радона. Ущерб на единицу эффективной дозы составляет  $5,6 \cdot 10^{-5} \text{ мЗв}^{-1}$  для персонала и  $7,3 \cdot 10^{-5} \text{ мЗв}^{-1}$  для населения в целом (ICRP, 1991). Ущерб на единицу экспозиции ДПР радона составляет  $8 \cdot 10^{-5} (\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3})^{-1}$  для персонала и столько же для населения в целом. В терминах ущерба экспозиция ДПР радона в  $1 \text{ мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3}$  эквивалента эффективной дозе  $1,43 \text{ мЗв}$  для персонала и  $1,1 \text{ мЗв}$  для населения. Соответствующие значения на  $1 \text{ WLM}$  равны  $5,06 \text{ мЗв}$  для персонала и  $3,88 \text{ мЗв}$  для населения. Данное отличие полностью обусловлено различиями коэффициентов ущерба для эффективной дозы согласно Публикации 60 МКРЗ. Переход, выполненный таким образом, называется условным дозовым переходом. Он основан на равенстве ущербов, а не на дозиметрии. Округленные значения коэффициентов перехода приведены в табл. 2.1. В Публикации 60 МКРЗ радону в жилищах было уделено специальное внимание Комиссии вследствие его большого вклада в индивидуальную и коллективную дозу. Комиссия рассматривает радон в жилище только в контексте вмешательства и не рассматрива-

ет проживание в жилищах как практическую деятельность. Она подчеркивает, что вмешательство включает в себя «переустройство домов или изменение поведения их обитателей». Под поведением понимается то, как обитатели используют жилище.

Основными методами снижения высокой концентрации радона в зданиях являются следующие:

а) создание обратного перепада давления между зданием и почвой для уменьшения поступления радона, часто называемое почвенной декомпрессией. Наиболее легко это достигается установкой небольшого вентилятора для удаления радона из-под перекрытия, из проницаемой области под зданием, или близкой к нему, или из пространства под настиленным полом;

б) уменьшение поступления радона путем повышения сопротивления фундамента проникновению почвенного воздуха или за счет обработки стройматериалов для уменьшения эксхалации радона;

в) устранение источника поступления радона, который, как правило, обусловлен водоснабжением или, в исключительных случаях, такими твердыми материалами, как подсыпка;

г) разбавление радона и его ДПР путем увеличения кратности вентиляции. Эффективность этого метода ограничена вследствие того, что интенсивность вентиляции в большинстве зданий уже настолько велика, насколько это требуется его жителям;

д) уменьшение концентрации ДПР радона, например, путем фильтрации или увеличения движения воздуха внутри здания, усиливающего оседание ДПР радона. Величины, рекомендуемые 65 Публикацией МКРЗ для расчета воздействия радона приведены с учетом коэффициента равновесия 0,4, пребывания в жилище 7 000 ч в год, пребывания на рабочем месте 2 000 ч в год указаны в табл. 2.1.

Таблица 2.1

**Величины для расчета воздействия радона**

Величина	Единицы	Рекомендованные значения
Номинальная смертность и коэффициент ущерба в жилище и на рабочем месте	$(\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3})^{-1}$	$8 \cdot 10^{-5}$
Условный дозовый переход, эффективная доза на единицу экспозиции в жилище	$\text{мЗв}/\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3}$	1,1
на рабочем месте	$\text{мЗв}/\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3}$	1,4

Окончание табл. 2.1

Величина	Единицы	Рекомендованные значения
Уровень вмешательства (жилища) Концентрация радона Годовая эффективная доза	$\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3}$ $\text{мЗв}$	200–600 3–10
Уровень вмешательства (рабочая зона) Концентрация радона Годовая эффективная доза	$\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3}$ $\text{мЗв}$	500–1500 3–10
Годовой предел профессиональной экспозиции	$\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3}$ в год усреднено за 5 лет $\text{мДж} \cdot \text{ч} \cdot \text{м}^{-3}$ за 1 год	14 35

### Теоретические основы

Поскольку излучение отдельных продуктов распада радона дает различный вклад в суммарную дозу облучения, то для описания содержания продуктов распада в воздухе обычно используют не индивидуальные объемные активности ( $\text{ОА}_{\text{Rn}}$ ), а так называемую скрытую энергию ( $E$ ).

Скрытая энергия — суммарная энергия всех альфа-частиц, испустившихся при распаде всех короткоживущих ДПР радона в единице объема воздуха. Величина скрытой энергии пропорциональна мощности эквивалентной дозы, создаваемой дочерними продуктами распада радона в легочной ткани.

Вследствие большого периода полураспада  $\text{RaD}$  ( $^{210}\text{Pb}$ ) его объемная активность в воздухе никогда не достигает значимых величин, и рассмотрение цепочки распада  $^{222}\text{Rn}$  ограничивают радионуклидами  $\text{RaC}-\text{RaC}'$  ( $^{214}\text{Bi}-^{214}\text{Po}$ ).

Единица измерения скрытой энергии —  $\text{Дж}/\text{м}^3$  или  $\text{МэВ}/\text{л}$ , внесистемная единица —  $WL$  (Working Level,  $1 WL = 1,3 \cdot 10^5 \text{ МэВ}/\text{л}$ , что соответствует объемной активности радона  $3700 \text{ Бк}/\text{м}^3$  в полном равновесии с дочерними продуктами распада).

Эквивалентная равновесная объемная активность ( $\text{ЭРОА}_{\text{Rn}}$ ) радона для неравновесной смеси короткоживущих дочерних продуктов распада в воздухе — такая объемная активность радона в полном равновесии с дочерними продуктами его распада, которая имеет такую же величину скрытой энергии, что и данная неравновесная смесь.

Коэффициент равновесия  $F$  — отношение эквивалентной равновесной объемной активности радона в воздухе к реальной объемной активности радона ( $F = \text{ЭРОА}_{\text{Rn}}/\text{ОА}_{\text{Rn}}$ ). На практике всегда меньше единицы.

Интеграл по времени от скрытой энергии называется экспозицией. Единицей экспозиции является  $\text{Дж} \cdot \text{ч}/\text{м}^3$  или  $WLM$  (*Working Level Month*, 1  $WLM$  соответствует  $3,54 \text{ мДж} \cdot \text{ч}/\text{м}^3$ ).

### Определение ЭРОА радона

В процессе пробоотбора на улавливающем элементе происходят накопление аэрозольных частиц, содержащих радиоактивные атомы, из потока воздуха, и постоянный распад оседающих радиоактивных элементов. ЭРОА изотопов радона с массовыми числами 222 и 220 связана с объемными активностями их ДПР следующими соотношениями:

$$\begin{aligned} \text{ЭРОА}_{\text{Rn-222}} &= \text{ОА}_{\text{Rn-222}} \cdot F = \\ &= 0,1046 \cdot \text{ОА}_{\text{Po-218}} + 0,5161 \cdot \text{ОА}_{\text{Pb-214}} + 0,3793 \cdot \text{ОА}_{\text{Bi-214}} \end{aligned} \quad (2.1)$$

$$\begin{aligned} \text{ЭРОА}_{\text{Rn-220}} &= \text{ОА}_{\text{Rn-220}} \cdot F = \\ &= 7 \cdot 10^{-6} \cdot \text{ОА}_{\text{Po-216}} + 0,9133 \cdot \text{ОА}_{\text{Pb-212}} + 0,0867 \cdot \text{ОА}_{\text{Bi-212}}. \end{aligned} \quad (2.2)$$

где  $\text{ОА}_{\text{Rn-222}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Rn-220}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Po-218}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Pb-214}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Bi-214}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Po-216}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Pb-212}}$ ,  $\text{ОА}_{\text{Bi-212}}$  — объемные активности соответствующих радионуклидов,  $\text{Бк}/\text{м}^3$ .

При размещении источника радона в измерительной камере по истечении некоторого времени в атмосфере будет наблюдаться накопление его короткоживущих ДПР. В идеальном случае при отсутствии влияния вентиляции и гравитации на радиоактивные атомы при постоянной во времени активности материнского радионуклида объемная активность дочерних продуктов распада радона сравнивается с такового материнского радионуклида при достаточно больших временах выдержки ( $\sim 3$  ч и более). В этом случае говорят о наступлении радиоактивного равновесия. В реальном случае в результате воздействия процессов вентиляции и оседания ДПР на стенки камеры увеличивается сдвиг равновесия между радоном и его дочерними продуктами, уменьшается коэффициент равновесия  $F$ .

На практике особый интерес представляет связь числа регистрируемых на улавливающем элементе альфа-распадов с объемной актив-



ностью дочерних продуктов распада радона в воздухе. Для проведения таких вычислений для радона-222 и -220 используются следующие формулы:

$$N_{\alpha}^{\text{Rn-222}}(t_0, T_1, T_2) = \frac{1}{37} [(44,0 f_1 + 1,61 \cdot 10^3 f_2 - 911 f_3) \text{OA}_{\text{Po-218}} + \\ + (1,25 \cdot 10^4 f_2 - 6,77 \cdot 10^3 f_3) \text{OA}_{\text{Pb-214}} + 1,79 \cdot 10^3 f_3 \text{OA}_{\text{Bi-214}}] \eta_n \eta_{yo} V \quad (2.3)$$

$$N_{\alpha}^{\text{Rn-220}}(t_0, T_1, T_2) = \frac{1}{37} [(2,07 \cdot 10^6 f_2 - 1,87 \cdot 10^4 f_3) \text{OA}_{\text{Pb-212}} + \\ + 1,69 \cdot 10^4 f_3 \text{OA}_{\text{Bi-212}}] \eta_n \eta_{yo} V, \quad (2.4)$$

где  $f_i = [1 - \exp(-t_0 \lambda_i)] [\exp(-T_1 \lambda_i) - \exp(-T_2 \lambda_i)]$ ;  $t_0$  — время отбора воздуха через улавливающий элемент, мин;  $T_1$  и  $T_2$  — время начала и окончания счета альфа-частиц, мин;  $\eta_n$  — эффективность регистрации альфа-излучения прибором;  $\eta_{yo}$  — эффективность улавливающего объекта (эффективность задержки аэрозолей и учет самопоглощения излучения в фильтре);  $V$  — объемная скорость прокачки воздуха, л/мин.

Измеряя активность ДПР, осевших на фильтре, можно определить объемную активность отдельных дочерних продуктов распада в воздухе, а также уровень скрытой энергии и ЭРОА. При этом требуемая для расчетов информация заключается как в абсолютной активности фильтра, так и в соотношении активностей в различные моменты после окончания прокачки. Для определения объемной активности ДПР в воздухе обычно проводят от одного до трех измерений активности фильтра. Как правило, наиболее распространены методы, основанные на определении абсолютной альфа-активности фильтра. Методы с использованием радиометрирования по бета-излучению имеют меньшую чувствительность (определяемую более высоким фоном счетной установки) и более высокую погрешность измерения.

## Метод Кузнецца

Этот метод — единственное измерение, которое относится к наиболее простым методам определения ЭРОА ДПР радона. Величина ЭРОА радона-222 (Бк/м<sup>3</sup>) определяется по формуле:



$$\text{ЭРОА}^{\text{Rn-222}} = \frac{3700 \cdot N(t_0, T_1, T_2)}{\eta_n \cdot \eta_{yo} \cdot V \cdot K_R}, \quad (2.5)$$

где  $N(t_0, T_1, T_2)$  — число импульсов, зарегистрированных детектором альфа-излучения за интервал времени от  $T_1$  до  $T_2$  после окончания пробоотбора, происходящего в течение времени  $t_0$ .  $K_R$  — коэффициент Кузнецца, для которого были созданы библиотеки, содержащие значение коэффициента при разных временах пробоотбора и временах измерения. Значения коэффициента представлены в табл. 2.2.

Таблица 2.2

Значения коэффициента пересчета  $K$  для метода Кузнецца

Отбор пробы $t_0$ , мин	Начало измерения $T_1$ , мин	Окончание измерения $T_2$ , мин	Коэффициент пересчета $K$
5	40	45	3700
5	40	50	7150
5	40	100	29200
5	60	65	2700
5	60	70	5200
5	60	120	20100
10	40	45	7150
10	40	70	35500
10	40	100	55900
10	60	65	5200
10	60	90	24900
10	60	120	38400
10	40	50	13800
10	50	60	11930
10	60	70	10100
10	70	80	8420
10	80	90	6950
10	90	100	5580

Классический метод Кузнецца подразумевает отбор в течение 10 мин, интервал измерения — также 10 мин. Измерение производится не ранее, чем через 40 мин после окончания пробоотбора, для обеспечения распада короткоживущих ДПР радона-222, осевших на улавливающем элементе. Метод Кузнецца позволяет определить ЭРОА радона-222 в воздухе с приемлемой точностью, однако с его помощью нельзя определить объемную активность отдельных дочерних продуктов распада.

## Экспресс-метод Маркова

Метод основан на двух измерениях. Прокачка воздуха через улавливающий элемент ведется в течение 5 мин. После этого производится два измерения суммарной альфа-активности аэрозолей, осевших на улавливающем объекте: с первой по четвертую и с седьмой по десятую минуты после окончания прокачки. Формулы для определения искомых объемных активностей ДПР радона-222 имеют вид:

$$OA_{RaA} = \frac{4,4}{\eta_n \cdot \eta_{yo} \cdot V} \cdot [N_1 - N_2], \quad (2.6)$$

$$OA_{RaB} = \frac{1,1}{\eta_n \cdot \eta_{yo} \cdot V} \cdot N_2, \quad (2.7)$$

$$OA_{RaC} = \frac{1}{\eta_n \cdot \eta_{yo} \cdot V} \cdot [2,2 \cdot N_2 - 0,9 \cdot N_1], \quad (2.8)$$

где  $N_1$  и  $N_2$  — число зарегистрированных импульсов от альфа-частиц за интервалы измерения 1–4 мин и 7–10 мин после выдержки соответственно.

Величина скрытой энергии (МэВ/л) может быть определена по формуле:

$$E = \frac{40 \cdot N_2}{\eta_n \cdot \eta_{yo} \cdot V}. \quad (2.9)$$

## Оборудование для определения эквивалентной равновесной активности радона

Экспериментальная установка состоит из измерительного комплекса «Альфарад плюс-АРП» с пробоотборником АВ-07 производства ООО НПП «Доза». Для градуировки  $\alpha$ -блока детектирования используется линейка образцовых  $\alpha$ -источников ОСАИ. Эффективность фильтра  $\eta_y = 0,95$ .

Комплекс «Альфарад плюс-АРП» выполнен в виде портативных блоков измерения и управления, размещенных в одном корпусе. В отдельном корпусе размещена автономная воздушодувка с таймером. Все

блоки имеют автономное и сетевое питание и вместе с принадлежностями размещаются в специальной носимой сумке. Функциональная схема комплекса «Альфарад плюс-АРП» представлена на рис. 2.2.

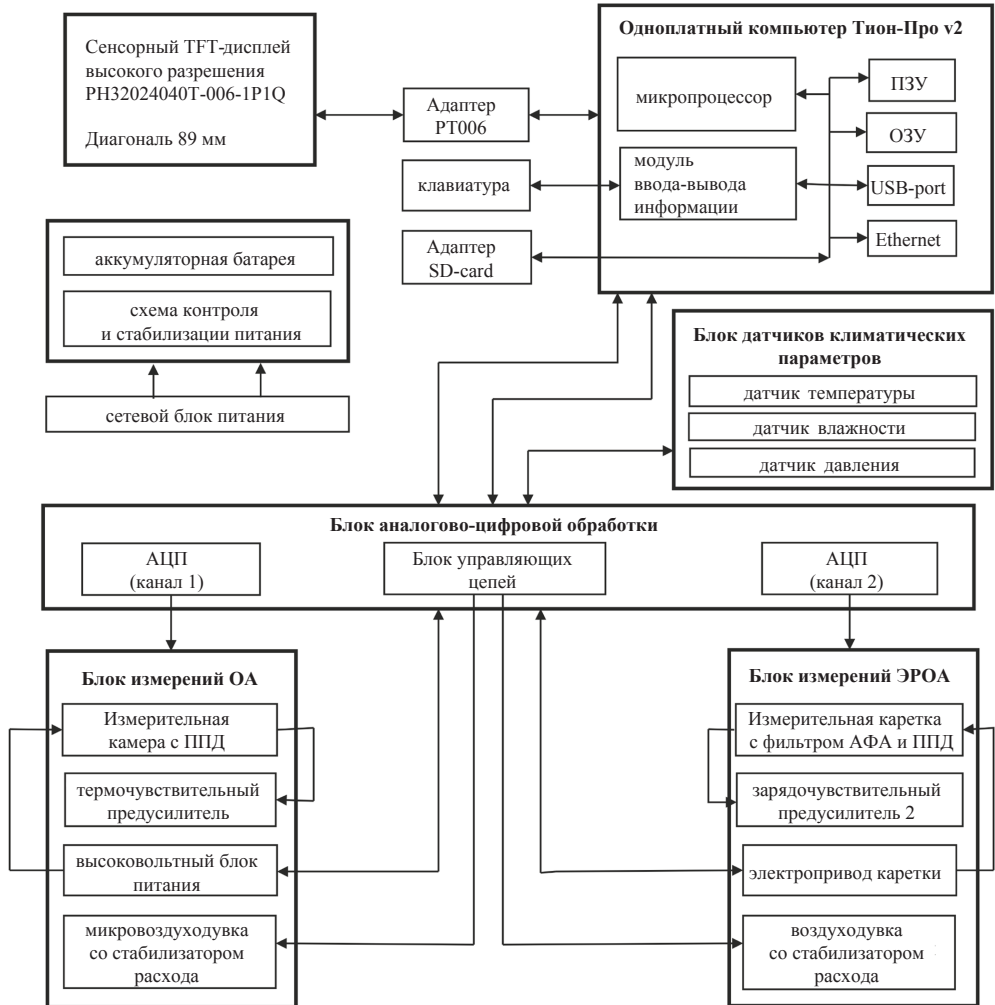


Рис. 2.2. Функциональная схема комплекса «Альфарад плюс-АРП»

Блок измерения ЭРОА содержит устройство отбора проб с кареткой, на которой расположены фильтродержатель с электроприводом. Плата ППД и предусилитель (ПУ) собраны на отдельном шасси и закрыта общим металлическим кожухом (рис. 2.3).

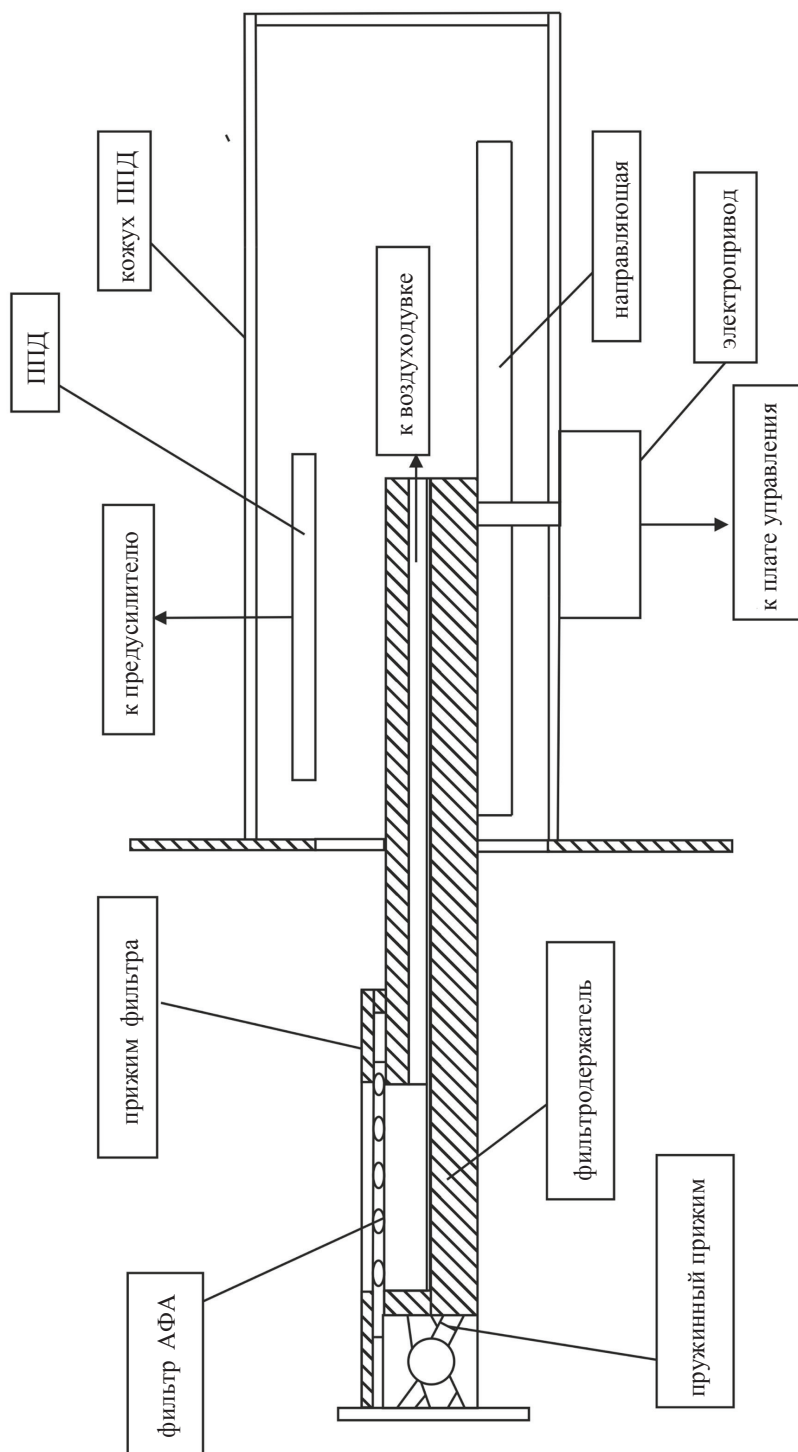


Рис. 2.3. Устройство отбора проб блока измерения ЭРОА

Фильтродержатель обеспечивает фиксацию и герметизацию фильтра АФА-РСП и может перемещаться вместе с кареткой по направляющим с позиции отбора пробы на позицию измерения и обратно с помощью электропривода. Положение каретки контролируется двумя концевыми датчиками, которые установлены на плате. Фильтродержатель соединен гибким шлангом с воздушодувкой, объемный расход воздуха, которой регулируется с помощью специального датчика. Электрические импульсы, образующиеся под воздействием на ППД альфа-частиц, усиливаются ПУ, поступают на вход блока управления (БУ). Регистрация импульсов осуществляется отдельно в трех диапазонах амплитуд, соответствующих энергиям, альфа-частиц, соответственно,  $RaA$ ,  $RaC'$  и  $ThC'$ . По результатам, полученным при подсчете импульсов, и с учетом параметров отбора и измерения пробы вычисляются значения ОА ДПР, значения ЭРОА и коэффициента равновесия между ДПР, которые выводятся на экран.

Измерение ОА радона-222 основано на электростатическом осаждении заряженных ионов  $^{218}Po$  ( $RaA$ ) из отобранной пробы воздуха на поверхность ППД. ОА  $^{222}Rn$  определяется по количеству зарегистрированных альфа-частиц при распаде атомов  $RaA$ , осевших на ППД. Измерительная камера блока измерения ОА выполнена из пластика и представляет собой пустотелый цилиндр с расположенным внутри высоковольтным электродом и герметично закрытыми фланцами с двух сторон (рис. 2.4).

На входном фланце установлен фильтродержатель с аэрозольным фильтром, а на внешней поверхности размещен входной штуцер. В центре выходного фланца установлен ППД с ПУ, сигнал с которого поступает на БУ. Все электронные блоки аналогичны тем, которые использованы в блоке измерения ЭРОА. На выходном фланце установлена климатическая камера, которая содержит датчик температуры и влажности и соединена с объемом измерительной камеры. Отбор пробы воздуха в измерительную камеру осуществляется с помощью микровоздуходувки. Проба воздуха через защитный аэрозольный фильтр поступает в измерительную камеру, проходит через климатическую камеру и поступает в микровоздуходувку. Защитный аэрозольный фильтр используется для очистки контролируемого воздуха от дисперсной фазы аэрозолей и в том числе от ДПР радона и торона, находящихся в воздухе.

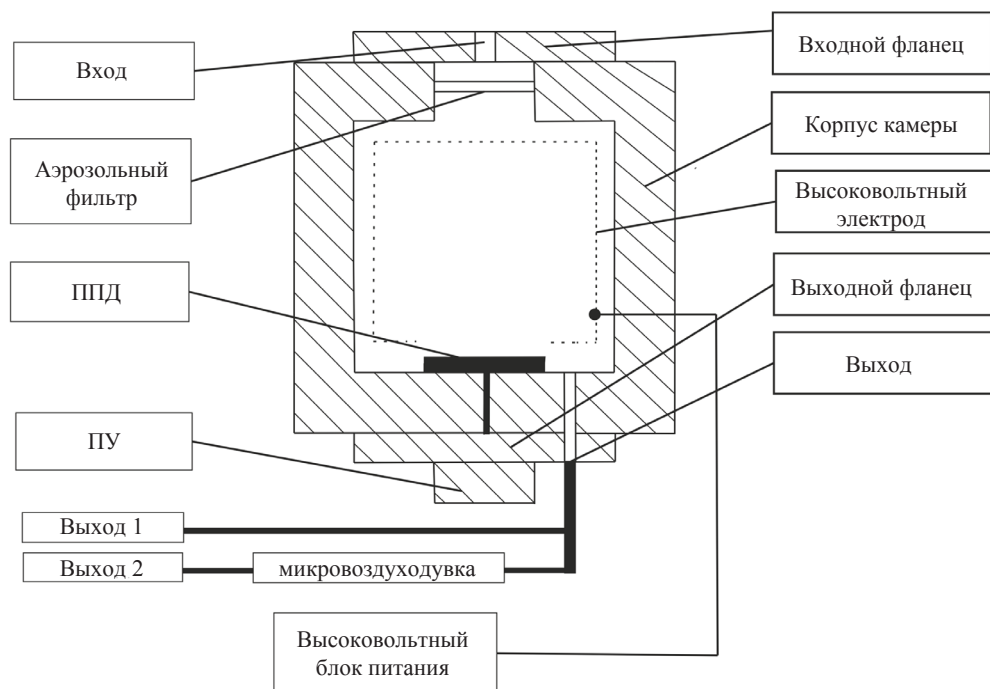


Рис. 2.4. Измерительная камера блока измерения ОА



Рис. 2.5. Внешний вид блока управления:

- 1 — жидкокристаллический дисплей; 2 — лицевая панель блока управления с клавиатурой;  
 3 — разъем USB, USB-порт; 4 — ножки для фиксации положения прибора при работе;  
 5 — ручка для переноса; 6 — панель выдвижного фильтродержателя; 7 — фильтродержатель  
 камеры ОА; 8 — входной штуцер измерительной камеры

## Подготовка комплекса к работе

При внешнем осмотре должно быть установлено: отсутствие механических повреждений, наличие герметизирующих уплотнений; комплектность.

До начала работы с комплексом изучите руководство по эксплуатации, конструкцию блоков и назначение органов управления.

Включение питания БУ. Исходное положение переключателя Питание — положение «0», «утоплено». Присоедините штекер сетевого блока питания к гнезду Питание, расположенному на задней панели БУ. Установите вилку блока питания в розетку сети переменного тока с напряжением 220 В и частотой 50 Гц. При этом независимо от положения переключателя Питание загорается зеленый светодиод, который указывает на наличие напряжения в сети и на блоке питания. Включите питание БУ переключателем Питание (положение «—» — «утоплено»). Прибор автоматически переходит в режим работы от блока питания.

Нажмите и удерживайте в течение не менее 2 с кнопку электронного включения на задней панели блока управления. Выбор опции осуществляйте кнопками с указателями ◀▶ или ▲▼, а запуск — кнопкой Ввод. Выбор пункта меню осуществляйте также кнопками ▲▼ клавиатуры, а запуск выбранного пункта — кнопкой Ввод, выход из любого пункта меню осуществляйте нажатием кнопки Сброс. Перейти на предыдущий уровень меню можно нажатием кнопки Режим.

## Контроль фона блока измерения ЗРОА. Режим «Фон ЗРОА»

После запуска теста на дисплее появляется сообщение Замените фильтр, и каретка устанавливается в положение Отбор пробы. Измерения фоновой составляющей должны проводиться, когда в фильтродержателе установлен «свежий» фильтр, отбор пробы на который ранее не проводился. Кнопка Ввод запускает процесс измерения: каретка автоматически устанавливается в положение Измерение и процесс измерения продолжается 1000 с (16 мин 40 с). После завершения измерения на экране появляется число, отражающее общее количество событий в рабочем интервале спектра.

## Измерения ЭРОА. Режим «Стандартные измерения»

После выбора пункта меню Стандартные измерения кнопками ▲ ▼ и Ввод на дисплее появляется список стандартных измерений: Режим ЭРОА 5. Режим выбирается маркером и устанавливается нажатием кнопки Ввод клавиатуры. В этом режиме осуществляется отбор пробы на аэрозольный фильтр с помощью встроенной воздухоудовки (180 с), автоматическое перемещение фильтра на позицию измерения с помощью электропривода фильтродержателя (10 с), измерение фильтра (120 с), расчет ОА ДПР и ДПТ, ЭРОА радона, торона, коэффициента воздухообмена  $K_v$  и коэффициента равновесия  $F_d$  между ДПР. Суммарная продолжительность режима составляет 5 мин 10 с. При входе в режим после нажатия кнопки Ввод на мониторе появляется надпись о готовности прибора. При повторном нажатии кнопки Ввод фильтродержатель перемещается на позицию отбора пробы, и следует сообщение о необходимости установки фильтра. Далее нужно установить в фильтродержатель чистый фильтр АФА-РСП в следующей последовательности: 1) освободить прижим фильтра, повернув переднюю панель выдвижного фильтродержателя; 2) извлечь фильтр из охранного кольца и поместить его в фильтродержатель ворсистой стороной вверх; 3) опустить прижим на фильтр и прижать его до упора; 4) Внимание! Настоятельно рекомендуется прижимать фильтр, поддерживая фильтродержатель снизу, чтобы не оказывать чрезмерной нагрузки на механизм перемещения фильтродержателя. Все последующие этапы режима выполняются автоматически после нажатия кнопки Ввод. На мониторе последовательно появляются сообщения о выполняемых этапах.

С помощью кнопки Экран возможен вывод дополнительных данных как в процессе, так и после окончания измерений. При однократной активации кнопки на «альтернативном экране 1» появляются дополнительные данные о числе импульсов. Следующая активация кнопки Экран позволяет получить на «альтернативном экране 2» в графическом виде спектр альфа-излучения, полученный при измерении. Переключение с основного экрана на альтернативные и обратно осуществляется по циклу.

Режим ЭРОА 2 устанавливается после включения кнопки Ввод с клавиатуры. Работа прибора в режиме ЭРОА 2 отличается от работы в режиме ЭРОА 5 только продолжительностью этапов: отбор пробы — 90 с,



перемещение фильтра на позицию измерения — 10 с, измерение — 58 с, общее время измерения — 2 мин 30 с.

### **Режим «ЭРОА 10»**

Режим ЭРОА 10 устанавливается после включения кнопки Ввод с клавиатуры. Работа прибора в режиме ЭРОА 10 отличается от работы в режиме ЭРОА 5 только продолжительностью этапов: отбор пробы — 300 с, перемещение фильтра на позицию измерения — 10 с, измерение — 300 с, общее время измерения — 10 мин 10 с.

### **Режим «Комплексные измерения»**

Ручной ЭРОА устанавливается после включения кнопки Ввод клавиатуры. Продолжительность каждого из этапов устанавливается пользователем. Времена прокачки (отбора пробы), выдержки и измерения устанавливаются с помощью кнопок ▲ ▼ и ◀ ▶. Допускаются нулевые продолжительности этапов. Отбор пробы начинается после нажатия кнопки Пуск. Результаты замера выводятся в обычном формате на основной и два альтернативных экрана: на первом экране отображается количество импульсов, соответствующих RaA, RaC', ThC'; на втором экране — характеристики режима; на третьем экране — спектр распределения альфа-частиц по энергиям (рис. 2.6).

Режим ЭРОА 5 является основным режимом измерений. Режим ЭРОА 2 является модификацией режима ЭРОА 5. Его использование целесообразно для сокращения времени измерений и увеличения ресурса работы от автономного питания при значениях ЭРОА более 25 Бк/м<sup>3</sup> или для оценочных измерений. Режим ЭРОА 10 также является модификацией режима ЭРОА 5. Его использование рекомендуется для снижения погрешности измерений при значениях ЭРОА менее 25 Бк/м<sup>3</sup>. Режим Ручной позволяет пользователю реализовывать измерения с произвольными временами этапов.

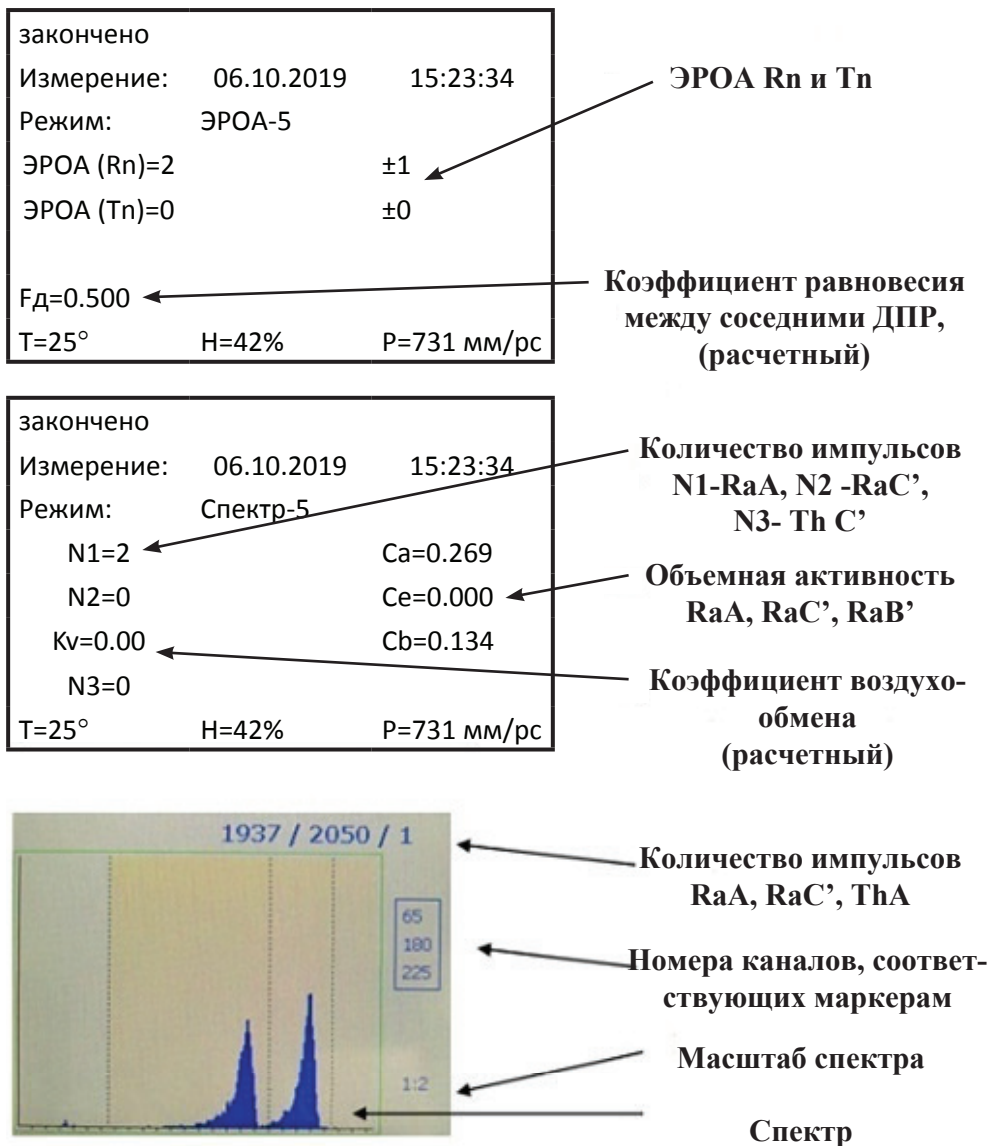


Рис. 2.6. Результаты измерений в режиме ЭРОА-5

## Глава 3. Термолюминесцентный метод дозиметрии

**В** основе термолюминесцентного метода дозиметрии лежит понятие термостимулированной люминесценции (ТСЛ). Под термостимулированной люминесценцией (иначе — термолюминесценцией) понимают процесс, при котором аккумулированная в кристалле энергия ионизирующего излучения преобразуется в энергию квантов света (фотонов) под действием теплового возбуждения, т. е. нагрева кристалла.

Рассмотрим вначале нелегированный кристалл диэлектрика, содержащий дефекты кристаллической структуры, его зонная схема показана на рис. 3.1.

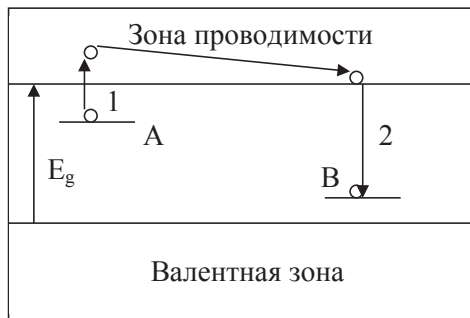


Рис. 3.1. Зонная схема кристалла с дефектами, иллюстрирующая механизм формирования ТСЛ

Валентная зона и зона проводимости для диэлектрика разделены энергетической щелью  $E_g$ ;  $A$  — ловушки (или иначе центры захвата) для электронов, а  $B$  — ловушки (центры захвата) для дырок, до облучения кристалла они не заполнены, т. е. пустые. Под действием ионизирующего излучения создаются центры, обусловленные захватом электронов, или дырок, соответствующими ловушками ( $A$  и  $B$  показаны на рис. 3.1). Затем, спустя значительное время (часы, сутки, годы),

под действием внешнего тепла (нагрева кристалла) электрон, локализованный на ловушке  $A$ , может перейти в зону проводимости (переход 1). Такой зонный электрон в результате миграции по кристаллу может быть захвачен локализованной на центре  $B$  дыркой и рекомбинировать с ней (переход 2). Выделяющаяся в результате рекомбинации энергия наблюдается в виде люминесценции, как правило, это фотонное излучение в видимой области спектра.

Если глубина ловушек невелика, то освобождение электронов с уровней захвата и перевод их в зону проводимости могут происходить вследствие обычного теплового движения при комнатной температуре; для достаточно глубоких ловушек необходим дополнительный нагрев кристалла.

Рассмотрим процесс формирования ТСЛ кристалла, содержащего примесные центры. Для примера на рис. 3.2 показана схема энергетических уровней кристалла с примесью серебра.

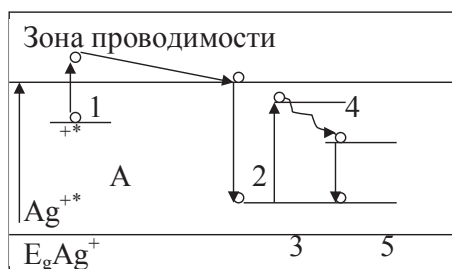


Рис. 3.2. Схема энергетических уровней кристалла с примесным центром

Ионизирующее излучение образует в кристалле электронно-дырочные пары. Зонные электрон и дырка двигаются по кристаллу, электрон с определенной вероятностью может быть захвачен электронной ловушкой с образованием  $A$ -центра, дырка захватывается ионами серебра  $Ag^+$ .

Последующий после облучения нагрев кристалла освобождает электрон из электронной ловушки  $A$  и переводит его в зону проводимости (переход 1). Затем электрон рекомбинирует с дыркой (переход 2), в результате чего ион активатора  $Ag^+$  оказывается в возбужденном состоянии  $Ag^{+*}$  (переход 3). Затем возбужденный ион релаксирует в нижнее возбужденное излучательное состояние с образованием фононов кристаллической решетки (переход 4) и, наконец, релаксирует в ос-

новное состояние с испусканием кванта люминесценции (переход 5) с определенной энергией, характерной для данного примесного центра, то есть это есть обычная трехуровневая схема примесного центра люминесценции.

Спектр люминесценции определяется видом примеси. Так, свечение  $\text{Ag}^+$  находится в ультрафиолетовой — синей области,  $\text{Mn}^{2+}$  дает зелено-оранжевое свечение. Следовательно, одни и те же соединения могут обладать фотолюминесценцией и термолюминесценцией. По сравнению с фотолюминесценцией можно указать следующие отличительные особенности процесса термолюминесценции:

1) спектр ТСЛ является характерным для ионов примеси, введенных в кристалл;

2) центры, созданные облучением кристалла, разрушаются в процессе измерения ТСЛ. Следовательно, термолюминесцентный дозиметр после процедуры измерения теряет информацию о поглощенной энергии (дозе) ионизирующего излучения.

Процедура измерения поглощенной дозы ионизирующего излучения термолюминесцентным дозиметром сводится к тому, что облученный кристалл нагревается, и в процессе нагрева измеряется интенсивность свечения (люминесценция). Полная светосумма (площадь под кривой термовысвечивания), выделившаяся в процессе нагрева, является мерой поглощенной дозы (интегральный метод измерения дозы). Интенсивность пика ТСЛ также пропорциональна поглощенной дозе (пиковый метод).

Кривая, выражающая зависимость интенсивности люминесценции от температуры кристалла при постоянной скорости его нагрева, называется кривой термовысвечивания. Она может иметь один или несколько пиков, соответствующих электронным ловушкам с различной глубиной относительно зоны проводимости, как показано, например, на рис. 3.3.

Интерпретация кривых ТСЛ основана на предположении, что весь процесс формирования ТСЛ является термически активированным процессом первого порядка, вероятность которого в единицу времени определяется как

$$\rho = \rho_0 \cdot e^{\left(-\frac{E}{kT}\right)}, \quad (3.1)$$

где  $E$  — энергия термической активации (энергетическая глубина ловушки),  $\rho_0$  — частотный фактор — величина, пропорциональная ча-

стоте эффективных попыток выброса электронов из ловушек; обычно  $\rho_0$  колеблется в пределах  $10^8$ – $10^{12}$  с<sup>-1</sup> и имеет определенное значение для каждого центра захвата,  $k = 8,625 \cdot 10^{-5}$  эВ/К — постоянная Больцмана.

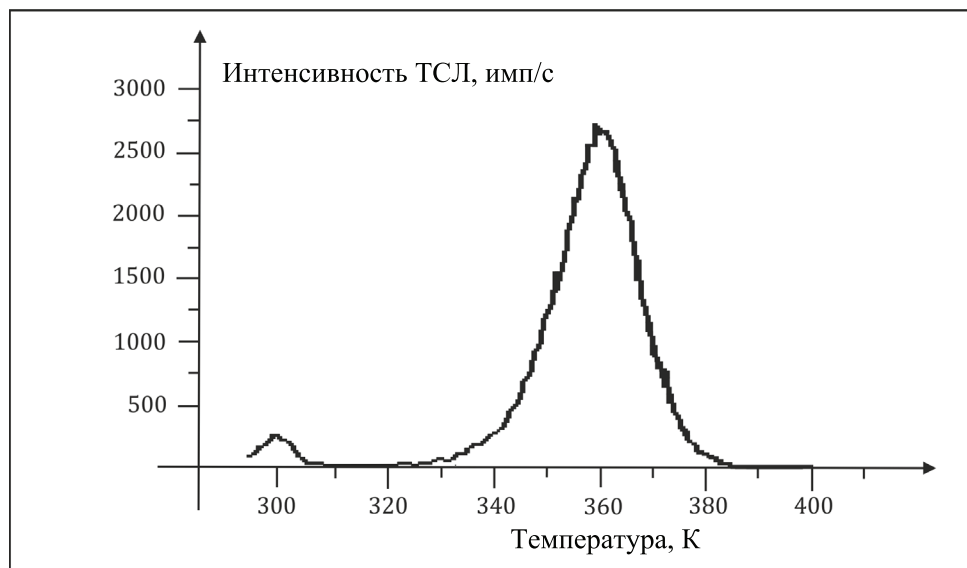


Рис. 3.3. Типичный вид кривой термовысвечивания

Очевидно, что чем больше энергетическая глубина ловушки, тем при более высоких температурах проявляется соответствующий пик на кривой ТСЛ. Интегральная интенсивность пика ТСЛ (площадь под пиком) характеризует плотность электронных состояний, с которых освобождаются электроны, или, иначе говоря, концентрацию центров захвата соответствующего пика.

### **Энергетическая зависимость чувствительности и фединг**

Зависимость чувствительности ТЛ-дозиметров от энергии гамма-излучения в дозиметрии называется «ходом с жесткостью». Идеальный случай — отсутствие такой зависимости в наиболее широком интервале энергий гамма-излучения, то есть во всем диапазоне, где излучают гамма-нуклиды. Из рисунка 3.4 видно, что с этой точки зрения пред-

почтительны ТЛ-дозиметры на основе LiF, а также кристаллы тетрабората лития.

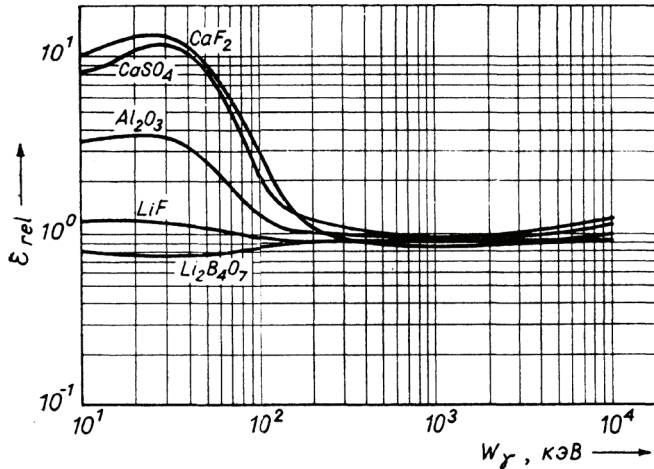


Рис. 3.4. Энергетическая зависимость чувствительности ТЛ-дозиметров

За время между облучением фосфора ионизирующим излучением и измерением термолюминесценции (временем хранения) может уменьшиться число электронов в ловушках и измениться их распределение по ловушкам различного типа под действием комнатной температуры. Связанное с этим уменьшение светосуммы термолюминесценции приводит к потере дозиметрической информации, и это явление в дозиметрии получило название фединга. Фединг является одной из основных характеристик ТЛ-дозиметра и обычно измеряется в (%/месяц). В первом приближении фединг определяется глубиной ловушки, температурой облучения дозиметра, температурой его хранения до считывания информации.

### Промышленные ТЛ-дозиметры

Функциональные среды, предназначенные для регистрации ионизирующих излучений, должны быть одновременно радиационно-стойкими и радиационно-чувствительными. Их свойства должны сохраняться и воспроизводиться длительное время. Требуемый диапазон

измеряемых доз составляет двенадцать порядков, от величины менее чем 100 мкГр при обеспечении защиты от излучений до более чем  $10^9$  Гр для проведения внутриреакторных измерений и контроля тепловыделяющих элементов.

В ряде применений измерения поглощенной дозы ионизирующих излучений должны производиться с ошибкой не более 1 %. Жесткие требования к точности измерений поглощенных доз с суммарной погрешностью не более 5–10 % предъявляются при радиационной стерилизации продуктов и медицинского оборудования, испытаниях стойкости материалов и изделий электронной техники.

Для практических целей дозиметрии используют два параметра кривой термовысвечивания:

1) светосумму  $S = \int_{T_1}^{T_2} I(T) dt$  (интегральный метод);

2)  $I(T)$  — интенсивность пика (пиковый метод).

Наиболее широко применяется интегральный метод, т. е. измерение площади под кривой термолюминесценции. Этот метод наиболее точный ( $\pm 5\%$ ) и меньше зависит от технических параметров измерительной установки (скорости нагрева, конечной температуры и др.). Пиковый метод более чувствителен к режиму нагрева, однако он имеет некоторые преимущества при измерении малых доз. В настоящее время лучшие ТЛ-дозиметры при применении этих методов обеспечивают измерение индивидуального эквивалента дозы в диапазоне от 20 мкЗв до 10 Зв.

Номенклатура базовых соединений для создания ТЛ-материалов состоит не только из ранее разработанных ТЛД, основными из которых являлись  $\text{LiF}$ ,  $\text{CaF}_2\text{:Dy}$ ,  $\text{CaF}_2\text{:Mn}$ ,  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7\text{:Mn}$ ,  $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$ , но и новых материалов с улучшенными характеристиками, например анион-дефектного корунда ( $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$ ). Для реального практического применения в целях дозиметрии было предложено не менее десятка различных материалов. Каждый из них имеет свои особенности, и применимость их в качестве ТЛД определяется выполнением следующих основных требований:

- а) избирательная чувствительность к ионизирующему излучению;
- б) высокий выход люминесценции и подходящий спектр люминесценции;
- в) линейная зависимость выхода люминесценции от дозы в возможно более широком интервале дозы;
- г) низкий фединг;



д) малая зависимость чувствительности от мощности дозы и энергии ионизирующего излучения (незначительный «ход с жесткостью»);

ж) воспроизводимость результатов, приемлемая стоимость и возможность массового производства.

На рис. 3.5 представлены формы кривых термовысвечивания и температуры рабочих пиков различных ТЛ-дозиметров. В табл. 3.1, по данным фирмы *Harshaw LTD*, показаны сравнительные характеристики ТЛ-детекторов (в таблице приняты следующие обозначения:  $Z_{эф}$  — эффективный атомный номер;  $(\eta\text{-LiF})$  — чувствительность относительно LiF по излучению  $^{60}\text{Co}$ ;  $(\eta\text{-30 кэВ}/^{60}\text{Co})$  — зависимость чувствительности к излучению с энергией 30 кэВ по отношению к чувствительности для излучения  $^{60}\text{Co}$ ).

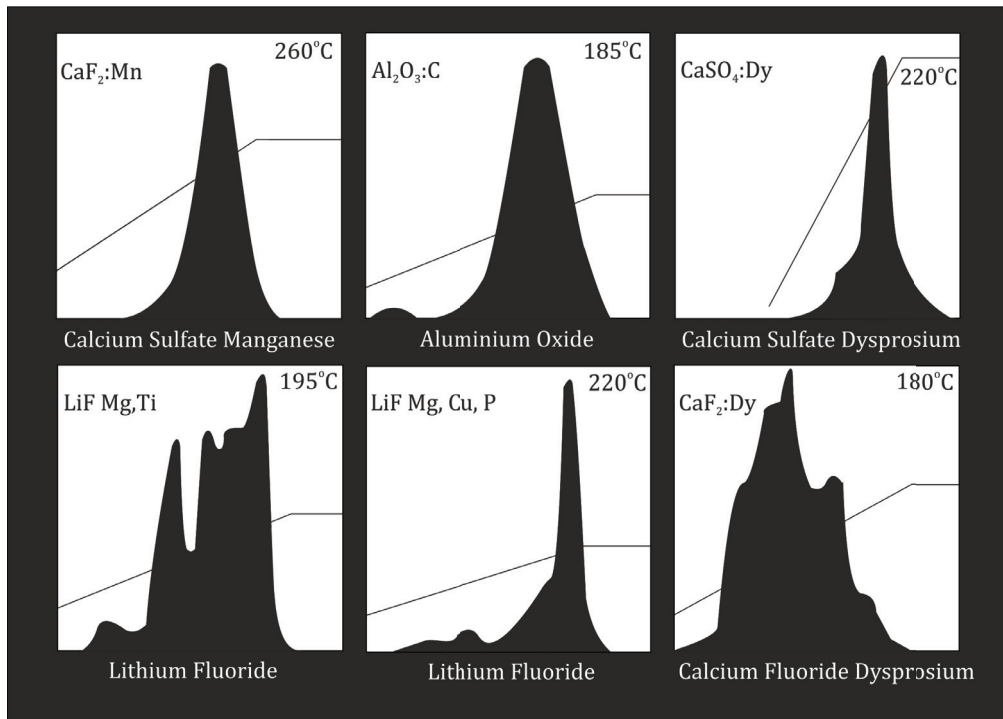


Рис. 3.5. Формы кривых термовысвечивания и температуры основных пиков ТЛ различных термолюминесцентных дозиметров

Данные табл. 3.1 показывают, что по таким параметрам, как чувствительность, спектральный диапазон свечения, фединг, диапазон измеряемых доз и др. одним из лучших является детектор ТЛД—500 К.

Таблица 3.1

## Сравнительные характеристики ТЛ дозиметров

Тип	Химическая формула	$Z_{эф}$	Применение	ТЛ-спектр, нм	$\eta$ -LiF	$\eta$ -30 кэВ/ $^{60}\text{Co}$	Диапазон доз, мГр	Фединг, %/год
ДТГ-4	LiF — Mg, Ti Li — естествен.	8,2	Медицина	350–600 400–max	1,0	1,25	$10-10^7$	5
TLD-100 Н	LiF — Mg, Cu, P Li — естествен.	8,2	Окр. среда, персонал	400	15	0,98	$1-10^7$	~0
ДТГ-4 (6)	$^6\text{LiF}$ — Mg, Ti	8,2	Нейтроны	350–600 400–max	1,0	1,25	$10-10^7$	5
TLD-600Н	$^6\text{LiF}$ — Mg, Cr, P	8,2	Нейтроны	400	15	0,98	$1-10^7$	~0
ДТГ-4 (7)	$^7\text{LiF}$ — Mg, Ti	8,2	$\gamma$ , $\beta$	350–600 400–max	1,0	1,25	$10-10^7$	5
TLD-700Н	$^7\text{LiF}$ — Mg, Cu, P	7,4	$\gamma$ , $\beta$ , окр. среда	400	15	0,98	$1-10^7$	~0
TLD-200	$\text{CaF}_2$ — Dy	16,3	Окр. среда	483,5	30	12,5	$0,1-10^7$	10%/сут.
TLD-400	$\text{CaF}$ — Mn	16,3	Окр. среда, высокие дозы	400–600 500–max	10	13	$0,1-10^8$	8%/сут.
TLD-500K	$\text{Al}_2\text{O}_3$ — C	10,2	Окр. среда	420	30	2,9	$0,05-10^6$	3
TLD-800	$\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ — Mn	7,4	Высокие дозы	530–630 605–max	0,15	0,9	$500-10^{11}$	5%/3 мес.

### Установка дозиметрическая термолюминесцентная ДВГ-02ТМ производства ООО НПП «Доза»

Основной функциональной составной частью установки ДВГ-02ТМ является считывающее устройство УСЧ-02ТМ, которое представляет собой моноблочную конструкцию, выполненную совместно с блоком питания, материнской платой и накопителем на «жестком» диске. Устройство УСЧ-02ТМ, структурная схема которого изображена на рис. 3.6, представляет собой программно-аппаратный комплекс и включает в себя встроенные блоки и узлы.

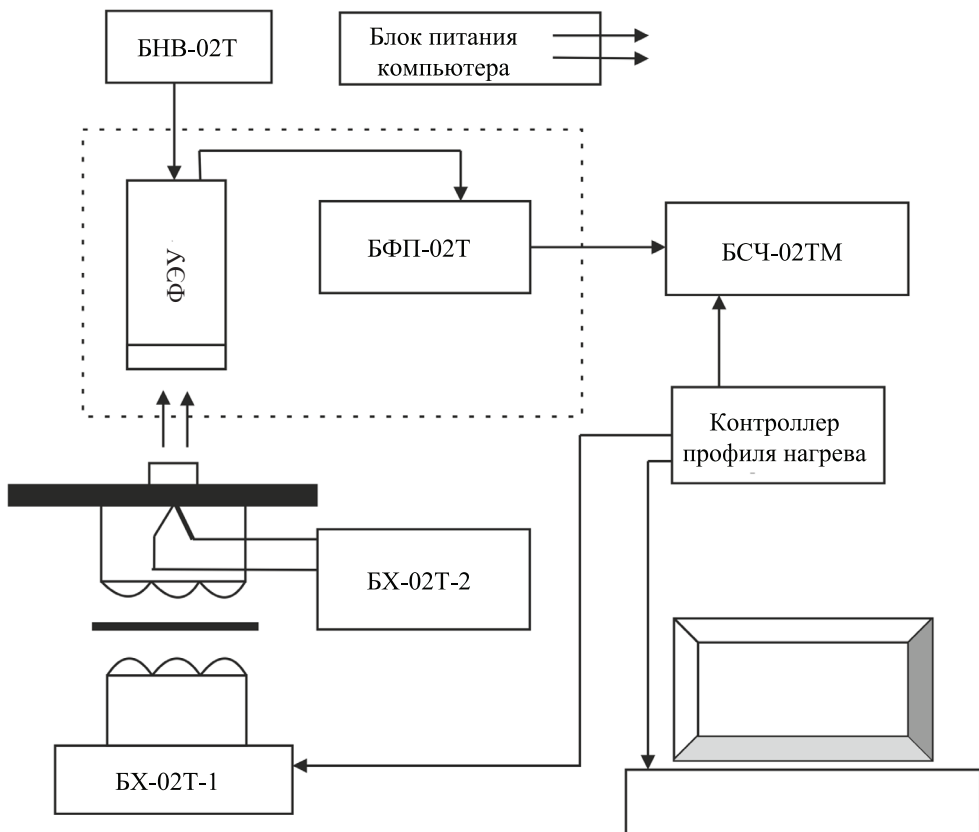


Рис. 3.6. Структурная схема устройства считывающего УСЧ-02ТМ: блок счетный БСЧ-02ТМ (плата РСІ), блок питания высоковольтный БНВ-02Т, блок фотоэлектронного преобразователя БФП-02Т, силовой блок управления нагревательным элементом БХ-02ТМ

Для проведения измерений на установке необходимо провести следующие действия.

1. Включить установку ДВГ–02ТМ, нажав кнопку на передней панели системного блока. После включения убедиться, что на передней панели системного блока горит зеленый светодиод, свидетельствующий о нормальном состоянии цепей питания. Происходит тестирование загрузочного механизма, загружается *ОС Windows*.

2. Включить тумблер на задней панели системного блока. Выждать 15–20 мин. для установления рабочих параметров установки.

3. Запустить с рабочего стола ярлык программы *DVG*.

4. В пункте меню База данных открыть базу данных УрФУ из директории *C:\DB\_URFU*.

5. Перед началом измерения вскрыть измеряемый дозиметр и извлечь из него вкладыш с детекторами.

6. Нажать на программной панели кнопку Старт.

7. Ввести номер дозиметра и его тип (убедиться, что в базе данных есть выданный преподавателем тип дозиметра) и нажать ОК.

8. Загрузить 1 детектор в приемное устройство и нажать ОК.

9. Загрузить 2 детектор и нажать ОК.

10. По окончании загрузки всех детекторов из дозиметра программа спросит разрешение на начало измерения. Подтвердить начало измерений, нажав ОК. Начнется автоматический процесс нагрева первого детектора. С помощью индикатора температуры контролируется нагрев детектора. По окончании остывания нагревателя автоматически будет происходить считывание показаний очередного детектора, пока все загруженные детекторы из дозиметра не будут обработаны.

11. Результат измерений эквивалентной дозы высвечивается на мониторе в единицах эквивалентной дозы (миллизивертах). После окончания измерения при необходимости (если автоматический выбор прошел некорректно) произвести выбор пика и его интегрирование для каждого измеренного детектора, выбрав Границы. Записать результаты измерений в рабочий журнал.

12. Сохранить полученный результат для каждого дозиметра в базе данных (База данных/Результаты/Назначение/Расчет доз).

13. Убедиться во внесении результатов измерений в базу данных, выбрав опцию верхнего меню Расчет/Дозы.

14. Для последующего отображения кривой термовысвечивания в графическом виде экспортировать полученные данные в *MicrosoftOfficeExcel* или *MicrocalORIGIN* (Утилиты/Экспорт КТВ).

15. Извлечь детекторы, используя кнопку на программной панели Поворот.

16. По окончании измерений выключить тумблер на задней панели системного блока и стандартно выключить ПЭВМ.

## Глава 4. Дозиметрия фотонного излучения с помощью газоразрядных счетчиков

---

Основной физической величиной в дозиметрии для оценки меры радиационного воздействия на среду является поглощенная доза. Поглощенная доза  $D$  определяется как отношение средней энергии ионизирующего излучения  $dE$ , поглощенной в элементарном объеме вещества, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = \frac{dE}{dm}. \quad (4.1)$$

Поглощенная энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, поглощенной объемом, деленной на массу этого объема. За единицу поглощенной дозы излучения в СИ принимается грей (Гр). Грей равен поглощенной дозе ионизирующего излучения, при котором веществу массой 1 кг передается энергия 1 Дж ( $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$ ).

Внесистемная единица поглощенной дозы излучения — рад. Рад соответствует поглощению 100 эрг энергии излучения в 1 г облученного вещества,  $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр}$ . Следует подчеркнуть, что оценка радиационного воздействия по поглощенной дозе используется для любого вида излучения и любого вещества.

Измерение поглощенной дозы связано с большими трудностями и особенно для проникающего излучения, каким является фотонное излучение. Экспериментально дозу от фотонного излучения легче всего измерить по эффекту ионизации в воздухе, который является тканеэквивалентной средой.

Это позволяет по ионизационным эффектам в воздухе делать количественные оценки величин поглощенной и эквивалентной доз в биологической ткани.

В качестве меры воздействия на среду косвенно ионизирующего излучения, к которому относится фотонное излучение, часто используется физическая величина — керма.

Керма  $K$  — отношение суммы первоначальных кинетических энергий  $dE_k$  всех заряженных ионизирующих частиц, образованных под действием косвенно — ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$K = \frac{dE_k}{dm}. \quad (4.2)$$

При этом в качестве вещества, в котором определяется керма, используют воздух, рис. 4.1.

Единица кермы — грей (Гр) совпадает с единицей поглощенной дозы.

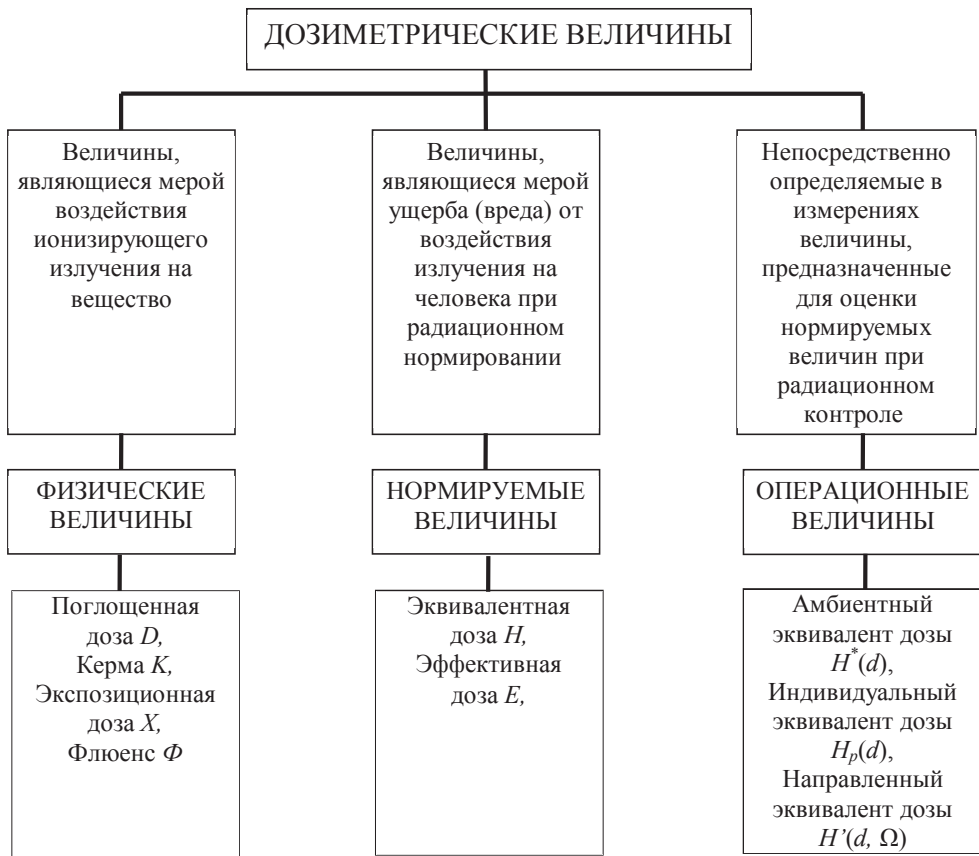


Рис. 4.1. Современная система дозиметрических величин

Для энергий фотонов радионуклидных источников ( $E \leq 3$  МэВ) значение кермы в воздухе с погрешностью  $\pm 2\%$  совпадает с величиной поглощенной дозы в воздухе.

Измерение амбиентного эквивалента производят различными методами, в частности используют ионизационные камеры и газоразрядные счетчики.

Ионизационная камера представляет собой газовый детектор, с помощью которого измеряются или ионизационные потери заряженной частицы, или потери энергии фотоном. Измерение производится посредством разделения рожденных пар носителей заряда в электрическом поле.

Ионизационные детекторы по конструкции подобны конденсаторам, то есть имеют два электрода, разделенные диэлектриком. В качестве диэлектрика обычно используют газ или смесь газов.

В присутствии источника излучения в газе детектора наряду с ионизацией протекает рекомбинация. При небольших напряжениях, приложенных к электродам детектора, лишь малая часть зарядов достигает их, а остальные рекомбинируют. С увеличением напряжения возрастает скорость движения зарядов, уменьшается вероятность рекомбинации, все больше зарядов доходит до электродов, и ионизационный ток растет пропорционально напряжению.

При дальнейшем увеличении напряжения на электродах ток растет, и, наконец, разность потенциалов становится такой величины, при которой практически все ионы, образованные в чувствительном объеме детектора, достигают электродов. Дальнейшее увеличение разности потенциалов не вызывает роста тока через детектор. В вольтамперной характеристике наблюдается плато, а ток через детектор в этом случае принято называть током насыщения. Эта область вольтамперной характеристики и является областью работы ионизационной камеры.

По назначению различаются ионизационные камеры для  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ - и нейтронного излучений,  $\alpha$ - и  $\beta$ -ионизационные камеры имеют специальное входное окно, закрытое тонкой пленкой слюды или алюминиевой фольги. Толщина пленок должна быть значительно меньше пробега  $\alpha$ -частиц в слюде и  $\beta$ -частиц в фольге,  $\gamma$ -излучение регистрируется по электронам, образовавшимся в результате его взаимодействия с веществом. Ионизационные камеры для  $\gamma$ -излучения бывают двух типов: нормальные (или камеры со свободным газом) и стеночные. В качестве нормальных камер применяют плоские открытые и цилиндрические, корпусом которых служит редкая сетка из тонкой металлической проволоки. Ионизацию воздуха в нормальной камере вызывают электроны, возникающие при взаимодействии



$\gamma$ -излучения на расстоянии от камеры, равному пробегу электронов. Нормальные камеры используются для градуировки других ионизационных камер  $\gamma$ -излучения. В стеночных ионизационных камерах ионизацию газа-наполнителя вызывают электроны, возникающие в стенках камеры.

Если материал корпуса ионизационной камеры имеет атомный номер, близкий к эффективному атомному номеру воздуха, заполняющего рабочий объем камеры, то его называют воздухоэквивалентным, а ионизационную камеру с такими стенками — воздух-эквивалентной ионизационной камерой.

Поскольку для целей дозиметрии важно измерять энергию, переданную ионизирующим излучением живой ткани, которая по своему эффективному атомному номеру близка к воздуху, воздухоэквивалентность детектора имеет важное значение.

В ионизационных камерах ток насыщения однозначно связан с числом пар ионов, образованных излучением в чувствительном объеме камеры.

Ток насыщения в камере пропорционален мощности экспозиционной дозы, а полное количество электричества, образованное в камере за некоторое время, пропорционально экспозиционной дозе излучения за то же время.

Ионизационные камеры, которые служат для измерения суммарного ионизационного эффекта, называются токовыми или интегрирующими камерами. Камеры, которые служат для измерения отдельных ионизирующих частиц, называют импульсными камерами.

Токовая ионизационная камера, ионизация в чувствительном объеме которой создается электронами, возникающими в результате взаимодействия  $\gamma$ -квантов с газом, называется бесстеночной камерой.

Токовая ионизационная камера, ионизация в чувствительном объеме которой создается вторичными электронами, возникающими в результате взаимодействия  $\gamma$ -квантов со стенками, называется стеночной камерой.

Нужно отметить, что точность и чувствительность измерений зависит от многих факторов: спектра излучения, формы и материала камеры, природы и давления наполняющего газа. Это связано с тем, что ионизация обусловлена вторичными электронами, которые образуются в газе-наполнителе, стенках камеры, окружающем камеру пространстве.

При изменении энергии  $\gamma$ -частиц и толщины стенок изменяется влияние электронов различного происхождения на ионизационный ток, что приводит к зависимости чувствительности камеры от энергии излучения. Этот нежелательный эффект можно уменьшить изготовлением стенок из воздухоэквивалентных веществ, таких как плексиглас, полистирол и т. п. Однако поскольку изготовление и практическое использование камер с такими стенками затруднено, часто используют камеры со стенками из алюминия. У таких камер ход с жесткостью отсутствует при энергии излучения выше 200 кэВ. Энергетическая зависимость чувствительности камер с воздухоэквивалентными и алюминиевыми стенками приведена на рис. 4.2.

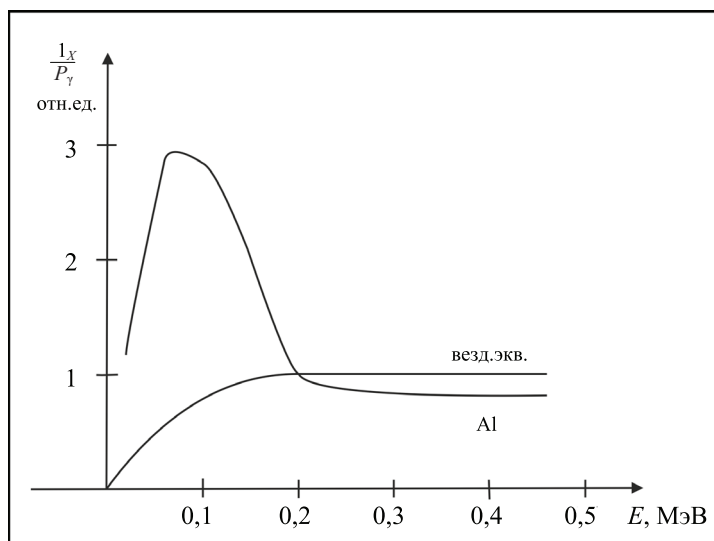


Рис. 4.2. Энергетическая зависимость чувствительности для ионизационного детектора с воздухоэквивалентными и алюминиевыми стенками

Ионизационные камеры из-за ограниченной чувствительности обычно используются для измерений больших мощностей доз, а для измерения малых мощностей, в том числе для группового контроля, — газоразрядные счетчики.

По принципу устройства газоразрядные счетчики не отличаются от ионизационных камер. Отличие состоит лишь в величине напряженности электрического поля между электродами, которое приводит к возникновению в чувствительном объеме детектора газового усиления.

Чтобы оценить возможность применения газоразрядных счетчиков в дозиметрии фотонного излучения, необходимо установить связь между скоростью счета  $N$  и мощностью воздушной кермы, определяемой соотношением:

$$\dot{K} = \mu_{\text{кмВ}} \cdot I_{\gamma} = \mu_{\text{кмВ}} \cdot E_{\gamma} \cdot \phi, \quad (4.3)$$

где  $\mu_{\text{кмВ}}$  — массовый коэффициент передачи энергии фотонного излучения для воздуха;  $I_{\gamma}$  — интенсивность излучения;  $E_{\gamma}$  — энергия фотонов;  $\phi$  — плотность потока фотонов.

Счетчик регистрирует только часть фотонов, падающих на поверхность катода. При этом эффективность регистрации  $\varepsilon$  определяется соотношением:

$$\varepsilon = \frac{N}{S \cdot \phi}, \quad (4.4)$$

где  $N$  — число разрядов в счетчике в единицу времени;  $S$  — площадь рабочей поверхности счетчика (катода).

Выразив из (4.4) и подставляя  $\phi$  в (4.3), получим:

$$\dot{K} = \mu_{\text{кмВ}} E \frac{N}{S \cdot \varepsilon}. \quad (4.5)$$

Чтобы оценить возможность использования счетчика для измерения мощности дозы, необходимо рассмотреть вопрос об энергетической зависимости чувствительности (ЭЗЧ) данного метода измерения. ЭЗЧ определяется соотношением:

$$\frac{N}{P} = \frac{\varepsilon \cdot S}{\mu_{\text{кмВ}} \cdot E_{\gamma} \cdot f(10)} \text{ или } \frac{N}{P \cdot S} = \frac{\varepsilon}{\mu_{\text{кмВ}} \cdot E_{\gamma} \cdot f(10)}. \quad (4.6)$$

Это соотношение характеризует ЭЗЧ дозиметра по мощности эквивалентной дозы, называемую также «ходом с жесткостью». Чем сильнее чувствительность зависит от энергии фотонов, тем больше будут погрешности при дозиметрических измерениях. Зависимость величины  $\frac{N}{P \cdot S}$  определяется зависимостями величин  $\mu_{\text{кмВ}}$ ,  $\varepsilon$  и  $f(10)$  от энергии.

Если  $\mu_{\text{кмВ}}$  и  $f(10)$  в широком интервале энергий гамма-квантов изменяются незначительно, то эффективность регистрации  $\varepsilon$  существенно зависит от энергии фотонов и именно она в значительной мере определяет ЭЗЧ.

Эффективность газоразрядных счетчиков  $\varepsilon$  определяется вероятностью образования фотонами вторичных электронов в стенках счетчи-

ка и вероятностью попадания этих электронов в газовый объем счетчика, в котором идет процесс ионообразования. Для конкретного вида взаимодействия  $\varepsilon$  определяется соотношением:

$$\varepsilon = 1 - \exp(-\mu_{kzi} R_{zi}) \approx \mu_{kzi} R_{zi}, \quad (4.8)$$

где  $\mu_{kzi}$  — линейный коэффициент передачи энергии материала катода, соответствующий  $i$  эффекту взаимодействия (фотоэффект, Комптон-эффект, эффект образования пар);  $R_{zi}$  — «действующая» толщина катода для электронов, освобожденных при таком виде взаимодействия. «Действующей» толщиной катода является слой, равный пробегу электронов.

Поскольку перечисленные эффекты взаимодействия сложным образом зависят от порядкового номера материала катода и энергии фотонов, эффективность счетчиков также сложным образом зависит от энергии излучения.

На рис. 4.3 приведена зависимость эффективности регистрации фотонов газоразрядным счетчиком с катодами из алюминия.

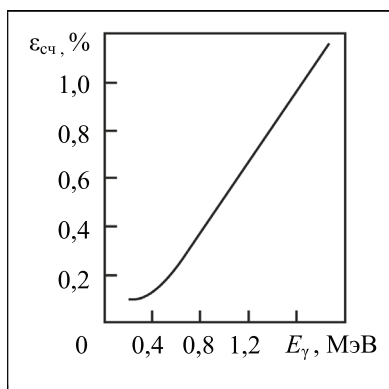


Рис. 4.3. Зависимость эффективности счетчика с алюминиевым катодом от энергии фотонов

В области низких энергий, где более вероятно взаимодействие по фотоэффекту, зависимость  $\varepsilon$  от энергии будет определяться в основном зависимостью  $\mu_k$  для фотоэффекта. Эта зависимость нелинейная, так как для фотоэффекта  $\mu_k \cong f(1/E^{7/2})$ . В области средних энергий фотонов изменения  $\mu_{kzi}$  невелико и эффективность регистрации счетчика определяется в первую очередь пробегом  $R_{zi}$  вторичных электронов в материале стенки счетчика. С увеличением энергии фотонов

пробег вторичных электронов возрастает и, следовательно, возрастает «действующая» толщина катода  $R_{\text{з}}$ . Это приводит к почти линейному росту зависимости эффективности регистрации от энергии фотонов:

$$\varepsilon = a \cdot E_{\gamma}, \quad (4.9)$$

где  $a = \text{const.}$

Протяженность линейного участка зависит от материала катода.

Подставив (4.9) в (4.7), получим выражение, характеризующее ЭЗЧ дозиметра в имп/Зв:

$$\frac{N}{P} = \frac{a \cdot S}{\mu_{\text{кмВ}} \cdot f(10)} \approx \text{const.} \quad (4.10)$$

Видно, что для определенного интервала энергий с точностью до коэффициента  $f(10)$  ЭЗЧ отсутствует. На рисунке 4.4 это видно для счетчика с медным катодом. Для счетчиков с разными материалами катодов этот интервал различен.

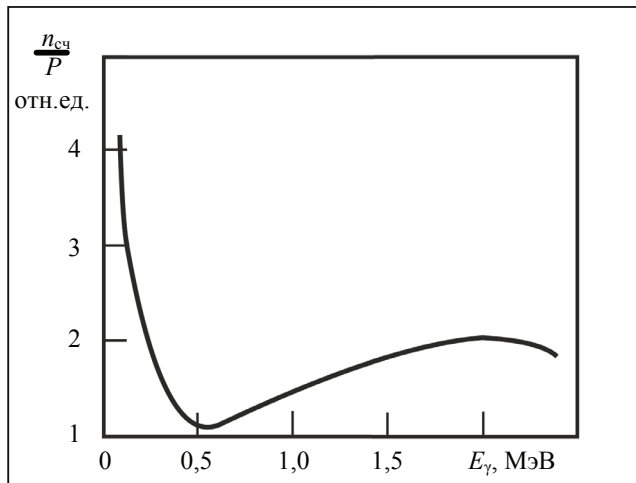


Рис. 4.4. ЭЗЧ для счетчиков с медным катодом

Пропорциональность между скоростью счета счетчика и мощностью дозы имеет место: при  $E_{\gamma} > 0,1$  МэВ для графитового счетчика, при  $E_{\gamma} > 0,2$  МэВ для счетчиков с медным и стальным катодами и при  $E_{\gamma} > 0,8$  МэВ для счетчика с вольфрамовым катодом. Для уменьшения энергетической зависимости чувствительности применяют выравнивающие (компенсирующие) фильтры.

Счетчик с лучшими характеристиками можно получить путем подбора такой комбинации материалов, составляющих выравнивающий фильтр, которая уменьшает чувствительность к низкоэнергетическому излучению и увеличивает чувствительность в области больших энергий. Например, для счетчика со стальным катодом хорошие результаты получаются с комбинированным фильтром: олово толщиной 0,1–0,15 мм, прилегающее непосредственно к счетчику; свинец толщиной 0,25 мм; олово и свинец разделены слоем алюминия толщиной 1–2 мм.

В данной работе для изучения ЭЗЧ используются дозиметры, измеряющие мощность амбиентного эквивалента дозы  $\dot{H}^*$  (10), в мкЗв/час. Для этого изучается зависимость отношения измеренных дозиметром ( $P_{\text{изм}}$ ) и рассчитанных ( $P_{\text{расч}}$ ) мощностей доз от энергии гамма-квантов:

$$\frac{P_{\text{изм}}}{P_{\text{расч}}} = f(E_{\gamma}). \quad (4.11)$$

Мощность дозы падающего гамма-излучения  $P_{\text{расч}}$  (Зв/с) определяется расчетным путем

$$P_{\text{расч}} = \frac{\Gamma_H \cdot A}{R^2}, \quad (4.12)$$

где  $\Gamma_H$  — керма — постоянная радионуклида, аЗв · м<sup>2</sup>/(с · Бк);  $A$  — активность радионуклида на момент проводимых измерений, Бк;  $R$  — расстояние от счетчика до точки измерения, м.

Активность источника на момент измерения определяется по формуле

$$A = A_0 \cdot e^{\left(-0.693 \cdot \frac{t}{T_{1/2}}\right)}, \quad (4.13)$$

где  $A_0$  — активность источника на момент его изготовления, Бк;  $t$  — время, прошедшее с момента изготовления источника до момента измерения, лет;  $T_{1/2}$  — период полураспада радионуклида, лет;

При измерении мощности дозы газоразрядными дозиметрами следует правильно выбрать геометрию опыта. При наличии у источников жесткого  $\beta$ -излучения и в случае близкого расположения детектора от источника результаты измерения будут завышены за счет  $\beta$ -излучения. Детектор по возможности должен быть удален от источника на величину максимального пробега  $\beta$ -частиц, испускаемых источником. Приблизительно  $R_{\text{max}}$  в воздухе можно определить по формуле:

$$R_{\text{max}} = 450 \times E_{\beta\text{max}}, \quad (4.14)$$

где  $R_{\max}$  — максимальный пробег  $\beta$ -частиц в воздухе, см;  $E_{\beta\max}$  — максимальная энергия  $\beta$ -спектра, МэВ.

Можно исключить влияние  $\beta$ -частиц на показание детекторов, если между источником и детектором поставить поглотитель из алюминия толщиной, равной пробегу  $\beta$ -частиц в этом материале.

## Дозиметры с газоразрядными счетчиками

Рассмотрим два дозиметра с различными газоразрядными счетчиками ДКГ-07 Д «Дрозд» и *RAMION*, рис. 4.5, 4.6.



Рис. 4.5. Внешний вид дозиметра гамма-излучения ДКГ-07Д «Дрозд» производства ООО НПП «Доза»

Характеристики дозиметра гамма-излучения ДКГ-07 Д «Дрозд» производства ООО НПП «Доза» представлены ниже:

Детектор	Газоразрядный счетчик
Диапазон измерения:	
мощности дозы $H^*(10)$	$0,1 \text{ мкЗв/ч} \div 1,0 \text{ мЗв/ч}$
дозы $H^*(10)$	$1,0 \text{ мкЗв} \div 0,2 \text{ Зв}$
Диапазон энергий гамма-излучения	$0,05 \div 3,0 \text{ МэВ}$
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения	$\pm [15 + 2,5/H^*(10)] \%$ , где $H^*(10)$ — измеренное значение, мкЗв/ч (мкЗв)
Время измерения	от 36 до 1 с (уменьшается с ростом мощности дозы)
Энергетическая зависимость чувствительности (относительно энергии 0,662 МэВ)	не более $\pm 25 \%$



Рис. 4.6. Внешний вид дозиметра *RAMION*

Характеристики дозиметра *RAMION* представлены ниже:

Детектор	Ионизационная камера 500 см <sup>3</sup>
Диапазоны измерения:	
мощности дозы Н*(10), Н'(3), Н'(0,07)	1 мкЗв/ч ÷ 500 мЗв/ч
дозы Н*(10) Н'(3), Н'(0,07)	0,01 мкЗв ÷ 10 Зв
Диапазон энергии фотонного излучения	20 кэВ ÷ 10 МэВ
Энергетическая зависимость (относительно источника Cs–137)	± 20 %
Угловая зависимость (для Cs–137)	± 5 % (для +120° переднего фронта прибора)
Толщина стенки камеры	300 мг/см <sup>2</sup> (тканеэквивалентный материал)



## Глава 5. Сцинтилляционный метод дозиметрии фотонного излучения

Сцинтилляционный метод дозиметрии рентгеновского и  $\gamma$ -излучения основан на регистрации вспышек света (люминесценции), возникающих в сцинтилляторе под действием излучения. Регистрация вспышек обычно производится фотоэлектронным умножителем — ФЭУ. Измеренный анодный ток  $i_{\text{ф}}$  ФЭУ (токовый режим работы) или скорость счета  $n_{\text{сч}}$  импульсов (счетный режим) являются мерой мощности дозы излучения.

Схема сцинтилляционного блока детектирования показана на рис. 5.1.

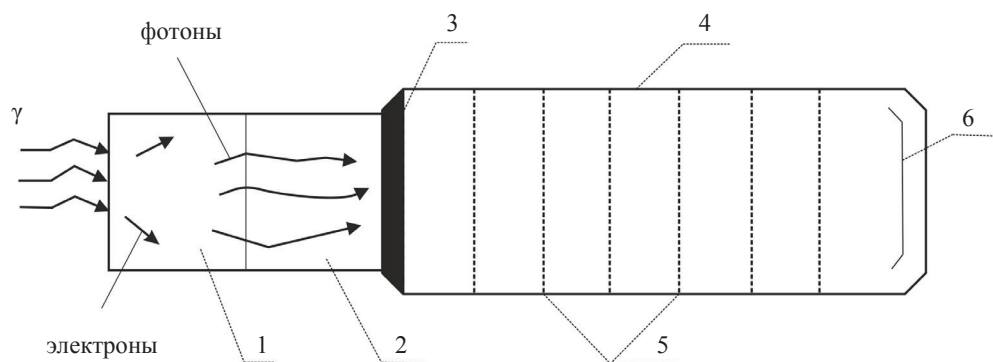


Рис. 5.1. Схема сцинтилляционного блока детектирования

Фотонное излучение, взаимодействуя с веществом сцинтилляционного детектора (сцинтиллятора) (1), образует в нем вторичные заряженные частицы (фотоэлектроны, Комптон-электроны и электрон-позитронные пары) с определенной длиной волны и длительностью, зависящих от материала сцинтиллятора. Таким образом, в сцинтилляторе поглощенная энергия фотонов преобразуется в энергию световых квантов. Свет через световод (2) направляется на фотокатод (3) фотоумножителя (4) (в некоторых сцинтилляционных блоках свето-

вод может отсутствовать). С фотокатода в результате фотоэффекта выбиваются фотоэлектроны, и усиленный на динодах (5) электронный поток попадает на анод (6). Каждой вспышке света в сцинтилляторе соответствует импульс тока в анодной цепи ФЭУ, следовательно, измерению может подлежать как среднее значение анодного тока, так и число импульсов тока в единицу времени. В соответствии с этим различают токовый и счетный режимы сцинтилляционного детектора. Величина тока ФЭУ пропорциональна поглощенной энергии (веществом сцинтиллятора), а скорость счета — плотности потока фотонов.

Сцинтилляторы подразделяют на органические (стильбен, антрацен и др.) и неорганические (NaI—Tl, CsI—Tl,  $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ ,  $\text{PbWO}_4$  и др.). Различный механизм преобразования энергии в органических и неорганических сцинтилляторах определяет различие их основных характеристик: конверсионной эффективности, спектрального состава и длительности сцинтилляций. Эффективный атомный номер вещества сцинтиллятора также играет важную роль, т. к. он определяет вероятность взаимодействия фотонов с веществом сцинтиллятора и определяет одну из важнейших характеристик детекторов излучений — энергетическую зависимость чувствительности (ЭЗЧ), которая в дозиметрии получила название «ход с жесткостью».

## Характеристики сцинтилляторов

Конверсионная эффективность  $\eta$  определяет ту часть потерянной в сцинтилляторе заряженной частицей энергии  $\Delta E_e$ , которая преобразуется в энергию световых фотонов  $E_\phi$ :

$$\eta = \frac{E_\phi}{\Delta E_e}. \quad (5.1)$$

Конверсионная эффективность выше у неорганических сцинтилляторов.

Среднее число фотонов, возникающих в единицу времени при поглощении в сцинтилляторе энергии  $\Delta E_e$ :

$$n_\phi = \frac{E_\phi}{(h \cdot \nu)} = \eta \cdot \frac{\Delta E_e}{(h \cdot \nu)_\phi}, \quad (5.2)$$

где  $h\nu_\phi$  — средняя энергия одного светового фотона, определяется спектром люминесценции материала сцинтиллятора. Необходимо, чтобы спектр люминесценции соответствовал спектральной чувствительности ФЭУ.

Средняя энергия, затрачиваемая заряженной частицей на создание одного светового фотона:

$$W = \frac{\Delta E_e}{n_\phi} = \frac{h \cdot \nu_\phi}{\eta}. \quad (5.3)$$

Время высвечивания  $\tau$  характеризует время уменьшения интенсивности сцинтилляции в  $e$  раз, зависит от материала сцинтиллятора. В первом приближении можно считать, что интенсивность люминесценции  $J(t)$  изменяется по экспоненциальному закону:

$$J(t) = J_0 \cdot e^{\left(-\frac{t}{\tau}\right)}, \quad (5.4)$$

где  $J_0$  — интенсивность люминесценции в начальный момент времени, соответствующий моменту поглощения падающего фотонного или корпускулярного излучений веществом сцинтиллятора. Время высвечивания определяет загрузочную способность сцинтилляционного детектора и составляет  $10^{-9}$ – $10^{-8}$  с для органических и  $10^{-6}$ – $10^{-3}$  с для неорганических сцинтилляторов.

Качество сцинтилляционного детектора характеризуется оптической прозрачностью к собственному излучению. Ослабление светового потока в веществе сцинтиллятора приближенно описывается соотношением:

$$T(x) = T_0 \cdot e^{(-\mu \cdot x)}, \quad (5.5)$$

где  $T_0$  — интенсивность неослабленного светового потока;  $T(x)$  — интенсивность светового потока после прохождения слоя толщиной  $x$ ;  $\mu$  — коэффициент оптического поглощения материала сцинтиллятора на длине волны, соответствующей максимуму спектра люминесценции;  $x$  — длина пути светового фотона в сцинтилляторе.

Также сцинтилляционный кристалл характеризуется эффективностью собирания света  $\sigma$ . Для увеличения  $\sigma$  внутренние торцевая и боковая поверхности сцинтиллятора покрываются слоем порошка  $\text{MgO}$ . Для промышленных сцинтилляторов  $\sigma = 0,6$ – $1$ .

На практике пользуются понятием технический световой выход — число фотонов, вышедших из сцинтиллятора на единицу поглощенной энергии:

$$n_{\phi}^* = T \cdot \sigma \cdot n_{\phi}. \quad (5.6)$$

Квантовый выход  $g$  фотоэлектронов с катода фотоумножителя на один испускаемый фотон для сцинтилляционных детекторов колеблется от 0,025 до 0,05, а коэффициент усиления ФЭУ составляет  $10^5 - 10^{10}$ .

Промышленные сцинтилляционные дозиметры фотонного излучения работают, как правило, в токовом режиме и измеряют мощность амбиентного эквивалента дозы в мкЗв/ч или мощность экспозиционной дозы в мкР/ч.

Измеренная дозиметром величина мощности эквивалентной дозы излучения отличается от расчетной, особенно в области низких энергий фотонов, как в сторону больших значений (неорганические сцинтилляторы), так и в сторону меньших значений (органические сцинтилляторы). Другими словами, имеет место энергетическая зависимость чувствительности по мощности дозы ЭЗЧ («ход с жесткостью»).

Для дозиметра со сцинтиллятором цилиндрической формы установим связь между анодным током  $i$ , который будет определяться вышеприведенными характеристиками сцинтиллятора, и мощностью воздушной кермы. Мощность кермы в воздухе определяется выражением:

$$\dot{K} = \mu_{kmB} \cdot I_{\gamma} = \mu_{kmB} \cdot E_{\gamma} \cdot \Phi, \quad (5.7)$$

где  $I_{\gamma}$  — интенсивность излучения;  $\mu_{kmB}$  — массовый коэффициент передачи энергии излучения для воздуха;  $E_{\gamma}$  — энергия;  $\Phi_{\gamma}$  — плотность потока гамма-квантов.

Величина анодного тока ФЭУ:

$$i = n_{\phi} \cdot g \cdot M \cdot e = \frac{\eta \cdot \Delta E_e \cdot g \cdot M \cdot e}{(h \cdot \nu)_{\phi}}, \quad (5.8)$$

где  $e$  — заряд электрона.

Для нахождения тока определим поглощенную в единицу времени энергию электронов, образующихся при взаимодействии гамма-квантов с сцинтиллятором высотой  $h$  и площадью торца  $S$ :

$$\Delta E_e = S \cdot \int_0^h \mu_{kz} \cdot I_{\gamma} \cdot e^{-\mu_{zz} \cdot x} dx = \frac{S \cdot I_o \cdot \mu_{kz}}{\mu_z} (1 - e^{-\mu_z \cdot h}), \quad (5.9)$$

где  $\mu_{kz}$ ,  $\mu_z$  — линейные коэффициенты передачи энергии и ослабления гамма-излучения в веществе сцинтиллятора соответственно;  $I_\gamma$  — интенсивность падающего на торец сцинтиллятора излучения.

Из выражения (5.7) имеем:

$$I_\gamma = \frac{\dot{K}}{\mu_{kmB}}. \quad (5.10)$$

Подставив (5.9) в (5.8) с учетом соотношения (5.10), получим для чувствительности дозиметра по мощности воздушной кермы следующее выражение:

$$\frac{i}{\dot{K}} = \left( \frac{eg \cdot M \cdot V \cdot \eta \cdot \rho_z}{(h \cdot \gamma)_\phi} \right) \cdot \left( \frac{1 - e^{(-\mu_z \cdot h)}}{\mu_h \cdot h} \right) \cdot \left( \frac{\mu_{kmz}}{\mu_{kmB}} \right), \quad (5.11)$$

где  $\rho_z$  — плотность сцинтиллятора, введенная при замене линейного коэффициента  $\mu_{kz}$  на массовый коэффициент  $\mu_{kmz}$ : ( $\mu_{kmz} = \rho_z \cdot m_{kz}$ ).

Ход с жесткостью (ЭЗЧ) сцинтилляционного дозиметра имеет место потому, что коэффициенты ослабления и передачи энергии зависят от энергии гамма-излучения, и эта зависимость в общем случае нелинейная: при малых энергиях (доминирует фотоэффект), поскольку в этой области энергий коэффициент  $\mu$  определяется фотоэффектом, пропорциональным  $z^4/E_\gamma^{7/2}$ ; при больших (доминирует эффект образования пар)  $\mu \cong Z^2 \cdot \ln E_\gamma$ ; при средних энергиях (доминирует Комптон-эффект)  $\mu \cong f(Z^1, E_\gamma)$ . Чем больше эффективный атомный номер вещества сцинтиллятора отличается от эффективного атомного номера воздуха, тем сильнее отличие измеренной мощности дозы или воздушной кермы от расчетной, т. е. сильнее ЭЗЧ. Эффективный атомный номер ( $Z_{эф}$ ) промышленных неорганических сцинтилляторов лежит в пределах от 27 (ZnS—Ag) до 54 (CsJ—Tl), а для органических — от 5,7 до 5,8; эффективный атомный номер для воздуха равен 7,64 (для фотоэффекта).

Поэтому, с одной стороны, неорганические сцинтилляторы имеют большую вероятность взаимодействия с гамма-излучением, но, с другой стороны, это же обуславливает и высокую ЭЗЧ. Для органических сцинтилляторов ЭЗЧ будет обусловлена меньшим коэффициентом ослабления по сравнению с коэффициентом ослабления для воздуха. И на практике необходимо находить компромисс между этими параметрами при выборе сцинтилляционного дозиметра при измерении малых (фоновых), средних и больших доз.

Если рассмотреть выражение (5.11) как функцию энергии, то можно считать отношение, обозначенное в этой формуле цифрой 1, практически не зависящим от энергии гамма-квантов ( $\eta$  слабо зависит от энергии в низкоэнергетической области). Отношения, означенные цифрами 2 и 3, характеризующие ослабление и поглощение соответственно, зависят от энергии, но для воздуха  $\mu_{kmB}$  слабо зависит от энергии. Для тонкого сцинтиллятора  $\mu_z \cdot h \ll 1$ , поэтому определяющим в создании ЭЗЧ является отношение 3.

На рис. 5.2 приведена феноменологическая зависимость  $\mu_{km}/\mu_{kmB} = f(E)$  для различных материалов сцинтилляторов, используемых в дозиметрах, гамма-излучения. В тонком ( $\mu_z \cdot h \ll 1$ ) воздухоэквивалентном ( $\mu_{kmz} = \mu_{kmB}$ ) сцинтилляторе ЭЗЧ нет, то есть  $\frac{i}{\dot{K}} = \text{const}$ .

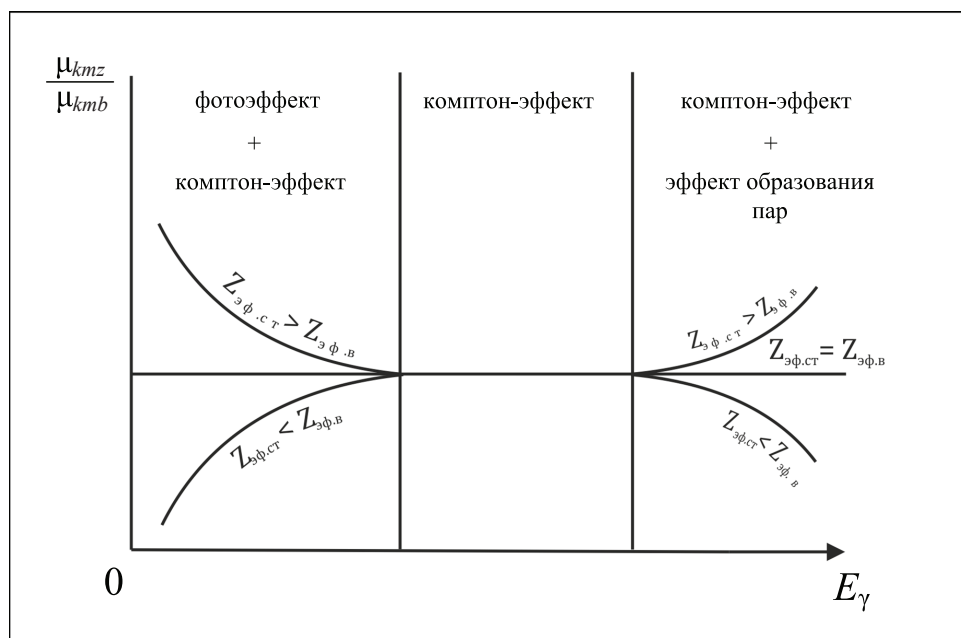


Рис. 5.2. Зависимость  $\mu_{km}/\mu_{kmB} = f(E)$  для сцинтилляторов с разным эффективным атомным номером

На рис. 5.3 даны зависимости  $i/\dot{K} = f(E_\gamma)$  для антрацена ( $Z_{эф} = 5,8$ , кривая 1) и NaJ—Tl ( $Z_{эф} = 50$ , кривая 2). Максимум кривой 2 объясняется влиянием фотопоглощения, в области малых энергий кривая 2 проходит ниже значения  $i/\dot{K} = 1$  (влияет толщина сцинтиллятора).

У антрацена кривая 1 во всей области малых энергий проходит ниже  $i/\dot{K} = 1$ , так как фотопоглощение оказывается значительно слабее.

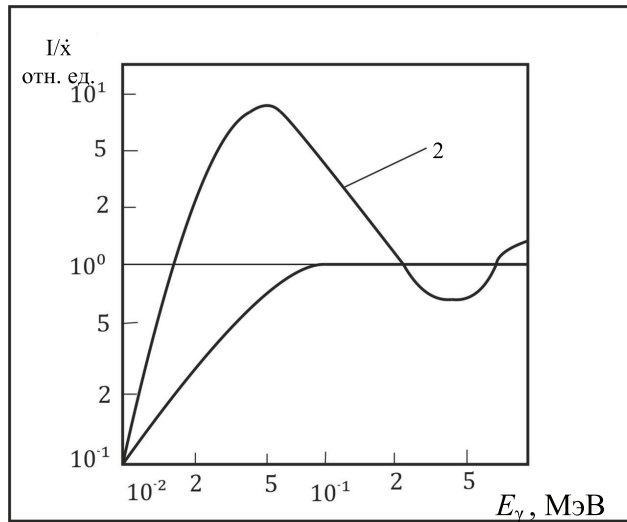


Рис. 5.3. Зависимости хода с жесткостью для антрацена (1) и NaJ–Tl (2)

Для уменьшения ЭЗЧ используют комбинацию двух веществ так, чтобы компенсировать их влияние на ЭЗЧ в области фотопоглощения. Например, используют «сэндвич» из тонкого неорганического и толстого органического сцинтилляторов или делают смесь из органического и неорганического сцинтиллирующих веществ. В этом случае удастся продлить прямолинейный участок в область низких энергий (см. рис. 5.3).

Для дозиметров, работающих в счетном режиме, ЭЗЧ определяется выражением:

$$\frac{n_{\text{сч}}}{\dot{K}} = \frac{S \cdot (1 - e^{(-\mu_z \cdot h)})}{E_\gamma \cdot \mu_{\text{кВ}}}, \quad (5.12)$$

где  $n_{\text{сч}}$  — скорость счета импульсов, регистрируемых ФЭУ.

Зависимость, определяемая уравнением (5.12), не имеет горизонтального участка, и ЭЗЧ будет значительной во всем диапазоне энергий.

Действительно, при возрастании энергии фотонов  $\mu_z$  уменьшается, следовательно, в целом числитель тоже уменьшается, и чувствительность дозиметра также будет уменьшаться непрерывно. При работе

ФЭУ в счетном режиме ЭЗЧ может быть уменьшена путем изменения вероятности регистрации импульса электронной схемой.

## Дозиметры со сцинтилляционными детекторами

Рассмотрим универсальный дозиметр-радиометр ДКС-96 с различными блоками детектирования БДВГ-96 (неорганический сцинтиллятор) и БДКС-96Б (органический сцинтиллятор) производства ООО НПП «Доза», рис. 5.4, 5.5.



Рис. 5.4. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДВГ-96 производства ООО НПП «Доза»

Характеристики сцинтилляционного блока детектирования БДВГ-96:

Детектор	Сцинтилляционный NaI (Tl) Ø 63 × 63 мм
Диапазон измерения плотности потока гамма-излучения (по Cs-137)	$4 \div 2000 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$
Диапазон измерения мощности дозы Н*(10) (по Cs-137)	$0,1 \div 30 \text{ мкЗв} \cdot \text{ч}^{-1}$
Чувствительность (по Cs-137)	$3000 \text{ (имп} \cdot \text{с}^{-1}) / (\text{мкЗв} \cdot \text{ч}^{-1})$
Основная погрешность измерения плотности потока гамма-излучения	$\pm 13 \%$
Габаритные размеры, масса	Ø88×400 мм, 2,0 кг





Рис. 5.5. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДКС-966 производства ООО НПП «Доза»

### Характеристики сцинтилляционного блока детектирования БДКС-966:

Детектор	Тканеэквивалентный пластмассовый сцинтиллятор Ø 30 × 15 мм
Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы Н*(10) рентгеновского и гамма- излучения	0,1 мкЗв·ч <sup>-1</sup> ÷ 1,0 Зв·ч <sup>-1</sup>
Диапазон измерения амбиентного эквивалента дозы Н*(10) рентгеновского и гамма-излучения	0,1 мкЗв ÷ 10 Зв
Диапазон энергии регистрируемого рентгеновского и гамма- излучения	0,015 ÷ 10 МэВ
Ограничения при измерении импульсного излучения:	
в режиме измерения мощности дозы Н* (10) частота следования импульсов при длительности импульсов от 0,01 мкс до 0,3 мс	не менее 10 Гц
в режиме измерения дозы Н* (10) частота следования импульсов	любая (в том числе и единичные импульсы)
предельная мощность дозы фотонного излучения в импульсе при длительности импульса 0,3 мс	не более 1 Зв · с <sup>-1</sup>
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения	± (15 + 6/Ах*) %
Габаритные размеры, масса	Ø 60 × 250 мм, 0,85 кг

\* где Ах — безразмерная величина, численно равная измеренному значению мощности дозы в мкЗв/ч или дозы в мкЗв.

## Глава 6. Дозиметрия нейтронного излучения

---

**П**роцессы взаимодействия нейтронов с веществом определяются энергией нейтронов и атомным составом среды. В практике дозиметрии и защиты с точки зрения регистрации, оценки поглощенной дозы и выбора материала защиты рассматриваются в основном три группы нейтронов: тепловые, промежуточные и быстрые. Преобразование энергии нейтронов происходит в элементарных актах взаимодействия с ядрами атомов поглощающей среды. При этом процессы подразделяются на упругое и неупругое рассеяние, радиационный захват, расщепление ядер с вылетом заряженных частиц (ядерные реакции), деление ядер. Вероятность каждого процесса определяется микроскопическим сечением взаимодействия  $\sigma$ , зависящим от энергии нейтронов, и атомного номера среды  $Z$ .

Для быстрых нейтронов наиболее вероятен процесс упругого рассеяния. При каждом столкновении нейтрон теряет часть своей энергии, передавая ее ядру отдачи, и после многократного рассеяния замедляется до энергии, равной энергии тепловых нейтронов. Доля энергии, передаваемая ядру отдачи при рассеянии, определяется из закона сохранения энергии и импульса. Чем легче ядра поглощающей среды, тем большую долю энергии теряют нейтроны. Наиболее эффективным замедлителем является водородосодержащая среда.

Для быстрых нейтронов и легких ядер возможен также процесс расщепления с образованием заряженных частиц ( $\alpha$ ,  $p$ ,  $d$  и т. п.); для ядер элементов, расположенных в середине и конце периодической системы Д. И. Менделеева, вероятен процесс неупругого рассеяния ( $n, n'\gamma$ ).

Для быстрых нейтронов характерны процессы деления ( $n, f$ ) на элементах с большим атомным номером ( $^{237}\text{Np}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , природный уран и его изотопы  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и др.).

Для нейтронов промежуточных энергий взаимодействие с ядрами может протекать за счет процессов упругого рассеяния ( $n, n'$ ), которое приводит к замедлению их до тепловых энергий; радиационного захвата ( $n, \gamma$ ) и расщепления ядер с испусканием частиц ( $n, \alpha$ ), ( $n, p$ ) и т. д.

Для нейтронов промежуточных энергий характерно наличие резонансных максимумов эффективных сечений взаимодействия при определенной энергии нейтронов, при этом  $\sigma \sim 1/E$ .

Для тепловых нейтронов преобладающим видом взаимодействия является радиационный захват ( $n, \gamma$ ); при этом расщепление с вылетом заряженных частиц маловероятно, за исключением четырех случаев:  ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ ;  ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^7\text{Li}$ ;  ${}^3\text{He}(n, p){}^3\text{H}$  и  ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$ .

Для тепловых нейтронов на тяжелых ядрах  ${}^{235}\text{U}$  и др. вероятен также процесс деления ( $n, f$ ). Из рассмотренных процессов взаимодействия можно сделать заключение, что при радиационном захвате, ядерных превращениях с вылетом заряженных частиц и делении ядер энергия нейтрона полностью преобразуется в энергию вторичного излучения; в процессах неупругого и упругого рассеяния только часть энергии первичного нейтрона преобразуется в энергию вторичного излучения. Образующиеся заряженные частицы, ядра отдачи и продукты деления легко поглощаются средой и обуславливают радиационные эффекты в облучаемой среде.

Процессы формирования дозы от нейтронов и гамма-квантов принципиально отличаются. В случае гамма-излучения вторичное излучение состоит из частиц одного типа (электронов и позитронов), а поглощающие способности вещества однозначно определяются эффективным атомным номером  $Z_{\text{эф}}$ . Равенство  $Z_{\text{эф}}$  обеспечивает равенство поглощенных энергий в веществе с различным атомным составом. Это позволяет по Керме (или экспозиционной дозе), измеренной в воздухе, определять дозу в других средах. В случае нейтронного излучения обязательным условием, обеспечивающим равенство поглощенных энергий в различных средах, является их одинаковый изотопный состав.

Нейтронное излучение обычно характеризуется плотностью потока нейтронов и их энергией. Радиационный эффект нейтронов в каком-либо веществе определяется поглощенной дозой, измеряемой в греях или в радах.

При данной плотности потока и энергии нейтронов поглощенная доза определяется изотопным составом вещества. В частности, величина поглощенной дозы в биологической ткани (часто называют тканевой дозой нейтронов) определяется процессами взаимодействия нейтронов с атомами ткани. Основными элементами, входящими в состав биологической ткани, являются водород, углерод, кислород и азот.

При формировании дозы от тепловых нейтронов наибольшее значение имеют два процесса, протекающие при их взаимодействии с элементами ткани: радиационный захват  ${}^1\text{H}(n, \gamma){}^2\text{H}$  и реакция  ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$ .

Радиационный эффект (доза) обусловлен поглощением в ткани гамма-квантов с энергией 2,23 МэВ (от первого процесса) и протонов с энергией 0,62 МэВ (от второй реакции). При больших дозах облучения заметной становится активация элементов, входящих в состав ткани, в первую очередь, натрия и серы.

Промежуточные и быстрые нейтроны передают свою энергию ткани в процессе упругого рассеяния главным образом на ядрах водорода, частично на ядрах углерода, азота, кислорода. Замедляясь до тепловых скоростей, часть нейтронов поглощается тканью. Для быстрых нейтронов вклад в поглощенную дозу от протонов отдачи составляет 70–80 % всей поглощенной энергии быстрых нейтронов; вклад от ядер отдачи углерода, азота, кислорода примерно одинаков и составляет ~10 %; вклад от продуктов взаимодействия с образующимися тепловыми нейтронами ~10 %.

Максимальная по глубине фантома тканевая доза (Д), создаваемая единичным флюенсом моноэнергетических нейтронов, положена в основу нормирования доз и представлена на рис. 6.1 (кривая 1).

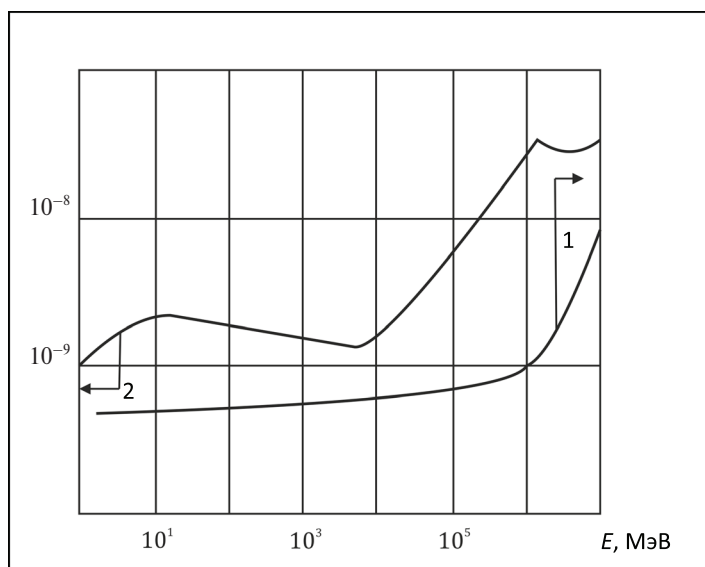


Рис. 6.1. Энергетическая зависимость максимальной по глубине фантома тканевой (1) и эквивалентной (2) доз единичного флюенса нейтронов

В случае биологической ткани поглощенная доза не определяет в полной мере реакцию облучаемого объекта на воздействие излучения. Биологическое воздействие ионизирующего излучения пропорционально не только поглощенной энергии, но и линейной потери энергии (ЛПЭ) ионизирующих частиц, которая характеризует степень «повреждения» биологического объекта различными частицами. Для сравнения биологических эффектов различных видов излучения служит понятие «Коэффициент качества излучения» ( $K$ ).

За эталон биологического действия ионизирующего излучения берут радиационное воздействие фотонного излучения ( $E = 200$  кэВ) с линейной потерей энергии, равной 3,5 кэВ на 1 мкм пути в воде. Для этого вида излучения  $K = 1$ . Радиационное воздействие других видов излучения сравнивается с радиационным воздействием этого излучения. Если ЛПЭ частиц не выше указанного ЛПЭ, то  $K$  также принимают равным единице. Так коэффициенты качества для нейтронов в зависимости от их энергии меняют свое значение от 5 до 20. В НРБ-99 вместо коэффициентов качества введены взвешивающие коэффициенты вида излучения  $w_R$ , имеющие те же значения. Поэтому для нахождения эквивалентной дозы  $H$  любого вида излучения необходимо поглощенную дозу в ткани умножить на соответствующий взвешивающий коэффициент:

$$H = \sum_R w_R \cdot D_{TR}, \quad (6.1)$$

где индекс  $R$  относится к определенному виду излучения.

В случае нейтронного излучения, когда спектр нейтронов известен, эквивалентная доза вычисляется умножением тканевой дозы на взвешивающий коэффициент для нейтронов каждой энергетической группы. Когда спектр нейтронов неизвестен, для простоты можно тканевую дозу от всех нейтронов умножить на  $w_R = 20$  и получить верхнюю границу эквивалентной дозы.

Кривая 2 (рис. 6.1) показывает зависимость максимальной эквивалентной дозы от энергии нейтронов в поле единичного флюенса. Кривые 1 и 2 характеризуют энергетическую зависимость тканевой и эквивалентной доз для единичного флюенса нейтронов и используются на практике для градуировки дозиметров.

Эквивалентная доза измеряется в зивертах (Зв). Зиверт — единица измерения эквивалентной дозы любого вида излучения, создающая в биологической ткани такой же биологический эффект, как и погло-

щенная доза в 1 Гр образцового рентгеновского или  $\gamma$ -излучения. Вне-системная единица измерения эквивалентной дозы — бэр (биологический эквивалент рада,  $13\text{в} = 100 \text{ бэр}$ ).

Нейтронное излучение обычно сопровождается интенсивным гамма-фоном. Поэтому при дозиметрии смешанного  $n$ - $\gamma$ -излучения требуется раздельное измерение нейтронной и гамма-компонент. Их разделение — одна из основных проблем в дозиметрии нейтронов. При оценке характеристик того или иного детектора нейтронов прежде всего рассматривают вопрос о чувствительности детектора к гамма-фону и возможности его дискриминации.

В настоящее время нет хороших дозиметров нейтронов, которые могли бы быть использованы для измерения потока нейтронов и в то же время обладать достаточно низкой чувствительностью к гамма-фону. Удовлетворить этому требованию удастся в какой-то степени за счет использования составных детекторов и различного рода вспомогательных радиотехнических или оптических устройств. Наибольшее распространение получили ионизационные и сцинтилляционные методы детектирования.

Дозиметры нейтронов можно по их назначению подразделить на четыре группы: дозиметры быстрых, промежуточных, медленных (тепловых) нейтронов и «всеволновые» дозиметры (измеряют весь энергетический спектр нейтронов). По принципу действия можно подразделить дозиметры на регистрирующие протоны отдачи, их число и суммарную энергию (для быстрых нейтронов); использующие ядерные превращения (для тепловых нейтронов) и на дозиметры с замедлителем (для промежуточных нейтронов).

В основе сцинтилляционного метода лежит ФЭУ световой вспышки, появившейся в результате конверсии энергии нейтронов, поглощенной в сцинтилляторе. Чаще всего используют детекторы, чувствительные только к определенной группе энергий нейтронов. Для регистрации быстрых нейтронов применяют дисперсный сцинтиллятор на основе порошка  $\text{ZnS (Ag)}$ , диспергированного в органическое стекло (плексиглас, полистирол). При упругом рассеянии нейтронов на водороде появляются протоны отдачи, которые поглощаются в сцинтилляторе  $\text{ZnS (Ag)}$ , что приводит к появлению сцинтилляции в этом материале.

Для регистрации тепловых нейтронов используют сцинтилляторы, состоящие из смеси  $\text{ZnS (Ag)}$  и борной кислоты. При этом нейтро-

ны регистрируют по реакции  $^{10}\text{B} + n = ^7\text{Li} + \alpha + Q$ . Здесь  $Q$  — энергия реакции. При этом регистрируются короткопробежные заряженные частицы:  $\alpha$ -частица и ядро  $^7\text{Li}$ , теряющие в веществе сцинтиллятора энергию, равную несколько МэВ.

При регистрации промежуточных нейтронов сцинтиллятор тепловых нейтронов окружают водородосодержащим веществом определенной толщины, в котором происходит замедление промежуточных нейтронов до тепловых. В дальнейшем идет процесс регистрации, описанный для тепловых нейтронов.

Учитывая, что пробег электронов, рожденных фотонами, существенно превышает размер зерна  $\text{ZnS (Ag)}$ , и они теряют в нем малую долю энергии, световая вспышка от электронов оказывается менее интенсивной, чем от протонов отдачи и  $\alpha$ -частиц. Это позволяет дискриминировать сигналы от сопутствующего нейтронам  $\gamma$ -фона.

В основе ионизационного метода лежит процесс регистрации импульсов, образовавшихся вследствие ионизации газа заряженными частицами, появившимися в результате конверсии нейтронов на водороде (быстрые нейтроны) или при взаимодействии тепловых нейтронов с ядрами  $^{10}\text{B}$  или  $^6\text{Li}$ .

## Дозиметры нейтронного излучения

Для примера рассмотрим универсальный дозиметр-радиометр ДКС-96 с всеволновым блоком детектирования нейтронов БДМН производства ООО НПП «Доза» (рис. 6.3).



Рис. 6.3. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДМН производства ООО НПП «Доза»

## Характеристики блока детектирования БДМН:

Детектор	Пропорциональный счетчик нейтронов
Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы $H^*$ (10) нейтронного излучения источника Pu- $\alpha$ -Be	$0,1 \div 10^5$ мкЗв/ч
Диапазон измерения амбиентного эквивалента дозы $H^*$ (10) нейтронного излучения источника Pu- $\alpha$ -Be	$0,1$ мкЗв $\div$ $1,0$ Зв
Диапазон измерений плотности потока нейтронного излучения источника Pu- $\alpha$ -Be	$1 \div 10^4$ с $^{-1} \cdot$ см $^{-2}$
Диапазон энергий регистрируемого нейтронного излучения	$0,025$ эВ $\div$ $14$ МэВ
Энергетическая зависимость чувствительности (по отношению к источнику Pu- $\alpha$ -Be)	$\pm 40$ %
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения	$\pm (25 + 5/Ax^*)$ %
Степень защиты	IP65
Габаритные размеры, масса	$428 \times 258 \times 347$ мм, $11,5$ кг

\* где  $Ax$  — безразмерная величина, численно равная измеренному значению мощности дозы в мкЗв/ч, дозы в мкЗв или плотности потока нейтронного излучения в с $^{-1} \cdot$  см $^{-2}$ .

Узел детектирования состоит из сцинтилляционного детектора на основе LiF, обогащенного до 85 % изотопом  $^6\text{Li}$ , и ZnS (Ag), помещенных в оргстекло для преобразования потока медленных и тепловых нейтронов в световые вспышки. Данный прибор предназначен для измерения дозы, мощности дозы и нейтронного излучения источника Pu—Be.



## Глава 7. Дозиметрия $\beta$ -излучения

**Б**ета-излучение это электроны, испускающиеся при радиоактивном распаде ядер.  $\beta$ -частицы характеризуются непрерывным энергетическим спектром, простирающимся от нуля до некоторого максимального значения энергии, определяемого энергией  $\beta$ -перехода  $E_{\beta \max}$ .

При прохождении через среду  $\beta$ -излучение теряет энергию на возбуждение атомов и молекул, ионизацию атомов, торможение в кулоновском поле ядра и на упругое взаимодействие с атомами среды, которое в дозиметрии ввиду малого вклада в потери энергии не учитывается.

Возбуждение — взаимодействие, вызывающее переход электронов атома на возбужденный уровень, в дальнейшем приводит к процессу релаксации атома с испусканием вторичных фотонов, что важно учитывать.

Ионизация — процесс отрыва электрона от атома, характеризуется появлением вторичных электронов.

Торможение — процесс потери энергии частиц при ускорении в поле ядра за счет испускания тормозного излучения — фотонного излучения с непрерывным спектром. Его интенсивность:

$$I \sim \frac{Z^2 \cdot E_z}{m}, \quad (7.1)$$

где  $Z$  — атомный номер среды,  $m$  — масса заряженной частицы.

Потери энергии электрона в веществе обусловлены преимущественно потерями на ионизацию атомов среды и на тормозное излучение. Последний вид потерь обусловлен торможением электронов в поле ядра с испусканием вторичного электромагнитного излучения, называемого тормозным. Это излучение характеризуется непрерывным спектром в пределах от 0 до  $E_{\beta}$ .

Для характеристики поля излучения, создаваемого тормозным излучением, используют среднюю энергию фотонов, которая для

$\beta$ -источников принимается равной половине максимальной энергии  $\beta$ -частиц:

$$\bar{E} = \frac{1}{2} \cdot E_{\beta}. \quad (7.2)$$

При прохождении через среду уменьшение энергии электронов характеризуется потерями энергии на единицу длины ( $-dE/dx$ ). Полные потери энергии заряженной частицы равны сумме ионизационных и радиационных потерь:

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{полн}} = \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} + \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}}. \quad (7.3)$$

Отношение ионизационных и радиационных потерь, полученное Бете и Гайтлером для электронов, определяется как

$$\frac{(-dE/dx)_{\text{рад}}}{(-dE/dx)_{\text{ион}}} \approx E_0 \cdot \frac{z}{800}, \quad (7.4)$$

где  $E_0$ , МэВ — энергия моноэнергетических электронов, или максимальная энергия  $\beta$ -частиц, определяет основные принципы построения защиты от электронов и  $\beta$ -частиц.

Из формул (7.2) и (7.4) следует, что при выборе эффективной оптимальной защиты от электронов следует использовать комбинированные среды. При этом для снижения радиационных потерь и поглощения электронов первым от источника должен располагаться материал с низким атомным номером, вторым — материал с большим атомным номером, обеспечивающий защиту от образующегося вторичного излучения.

Перед дозиметрией электронного или  $\beta$ -излучения стоят две самостоятельные задачи. Первая — измерение распределения поглощенной дозы в облучаемом объекте; вторая — измерение потока или плотности потока электронов ( $\beta$ -частиц). Первая задача возникает в радиобиологии, медицинской практике и при проведении различного рода исследований. Вторая задача — в обычной дозиметрической практике, когда требуется определить уровень внешнего облучения при работе с  $\beta$ -активными веществами или степень загрязнения этими веществами рабочих поверхностей. При этом необходимо учитывать, что  $\beta$ -частицы — это относительно короткопробежные частицы, поэтому с ростом глубины проникновения их энергия и, соответственно, вклад в поглощенную дозу будут изменяться.

В связи с этим НРБ—99/2009 установлены пределы доз в соответствии с их определенной глубиной проникновения в материал. Так, для хрусталика глаза предел эквивалентной дозы для персонала группы А принят равным 150 мЗв/год на глубине 300 мг/см<sup>2</sup>, а при облучении кожи — 500 мЗв/год. Эта доза является средним значением по площади 1 см<sup>2</sup> в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см<sup>2</sup> под покровным слоем кожи толщиной 5 мг/см<sup>2</sup>.

В НРБ—99/2009 приведены значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических электронов для персонала при облучении кожи и хрусталика глаз. Так, например, при энергии электронов, равной 2 МэВ, при облучении параллельным (направленным) излучением эквивалентная доза в коже на единичный флюенс равна  $2,8 \cdot 10^{-10}$  Зв · см<sup>2</sup>, а среднегодовая допустимая плотность потока для персонала (ДПП<sub>перс</sub>) равна 290 см<sup>-2</sup> · с<sup>-1</sup>. Для хрусталика глаза соответствующие величины равны  $4,8 \cdot 10^{-10}$  Зв · см<sup>2</sup> и 50 см<sup>-2</sup> · с<sup>-1</sup>.

Таким образом, при известной энергии  $\beta$ -частиц определение дозы при внешнем облучении сводится к определению их потока или плотности потока.

Эквивалентную дозу  $H$  в ткани при облучении  $\beta$ -частицами можно определить:

$$H = H_{\text{ср}} \cdot \Phi, \quad (7.5)$$

где  $H_{\text{ср}}$  — средняя эквивалентная доза, создаваемая одной  $\beta$ -частицей, Зв · см<sup>2</sup>;  $\Phi$  — поток  $\beta$ -частиц, см<sup>-2</sup>.

При работе с радиоактивными веществами в открытом виде возможно загрязнение ими поверхности оборудования, одежды и различных частей тела персонала. При этом наряду с внешним облучением появляется опасность попадания радиоактивных веществ во внутрь организма (загрязнение — потенциальный источник внутреннего облучения). Считается, что в организм может попадать до 5 % радиоактивных веществ, находящихся на поверхности рук, и до 1 %, находящихся на одежде.

В НРБ—99/2009 установлены допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты  $\beta$ -активными нуклидами. Например, для поверхностей помещений постоянного пребывания персонала и находящегося там оборудования допустимый уровень загрязнения равен 2000  $\beta$ -частиц/(см<sup>2</sup> · мин).

При контроле загрязненности рабочих поверхностей необходимо определять вид излучения, местонахождение источника, а также его размеры и конфигурацию.

Около точечного источника распределение плотности потока изотропно в пространстве и при удалении от источника изменяется обратно-пропорционально квадрату расстояния.

Если же источник  $\beta$ -излучения является протяженным (поверхностным), то распределение плотности потока ( $\Phi$ ) около такого источника подчиняется довольно сложному закону. Для поверхностного источника, имеющего форму диска, это распределение характеризуется кривыми, изображенными на рис. 7.1. По оси ординат отложены в относительных единицах  $N/N_0$  показания прибора в точках плоскости, параллельной поверхности источника и отстоящей от этой поверхности на расстоянии  $h$ .  $R$  — радиус диска,  $d$  — расстояние точек плоскости от перпендикуляра к поверхности диска, проходящего через центр диска.

Размеры источника и истинная величина плотности потока могут быть определены при условии, если площадь детектора меньше площади источника. Если площадь детектора превышает площадь источника, то измерения величины плотности потока будут занижены, так как для получения числа частиц на единицу площади мы фактически «размазываем» локальную активность на всю площадь детектора.

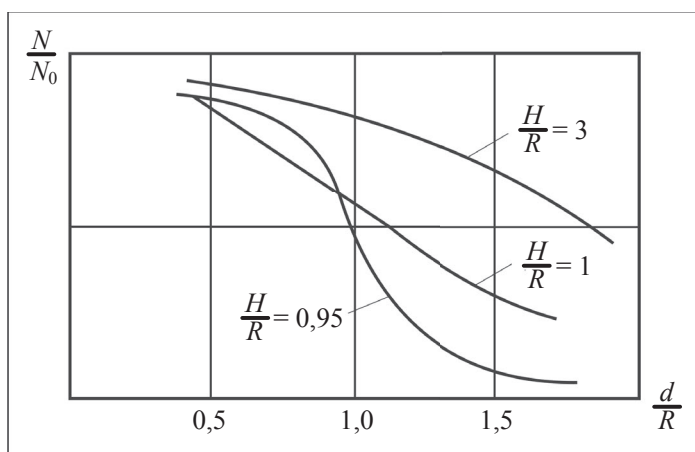


Рис. 7.1. Распределение плотности потока  $\beta$ -излучения от поверхностного источника, имеющего форму диска

Измерения потоков  $\beta$ -частиц, как правило, проводятся при наличии гамма-фона. Вклад последнего в показания прибора может даже превышать вклад, обусловленный  $\beta$ -излучением. В связи с этим возникает необходимость при измерениях  $\beta$ -излучений учитывать вклад в показания приборов гамма-излучения.

Для измерения плотности потока  $\beta$ -частиц обычно применяются газоразрядные (реже сцинтилляционные) детекторы. Одновременно с  $\beta$ -частицами они с определенной эффективностью регистрируют и  $\gamma$ -кванты. Эффективность регистрации  $\beta$ -излучения газоразрядными счетчиками определяется толщиной стенок (цилиндрические счетчики). Если толщина стенок газоразрядного счетчика меньше пробега  $\beta$ -частиц, то коэффициент эффективности (счетный коэффициент) целиком определяется геометрическими условиями измерения и составляет 10–100 %. Эффективность регистрации  $\gamma$ -квантов этими счетчиками определяется вероятностями взаимодействия квантов со стенками счетчика и попадания образующихся электронов в газовый объем счетчика и составляет несколько десятых долей процента. На практике поток гамма-квантов может во много раз превышать поток  $\beta$ -частиц, поэтому вклад гамма-излучения в показания детектора может быть сравним с вкладом в показания, обусловленные  $\beta$ -излучением.

Точность измерения плотности потока  $\beta$ -частиц зависит от величины гамма-фона. Принято считать, что гамма-фон не вносит существенных ошибок в измерение, если количество разрядов в счетчике, обусловленное им, не превышает 10 % от числа разрядов, создаваемых  $\beta$ -частицами.

Измерение  $\beta$ -излучений газоразрядным счетчиком в присутствии гамма-фона проводится в два этапа. В начале измеряется скорость счета от бета и гамма-излучений  $N_{\beta\gamma}$ . Затем счетчик закрывается фильтром из Al или пластика, поглощающим все  $\beta$ -частицы и практически не ослабевающим гамма-излучение и измеряется только гамма-излучение  $N_\gamma$ . Доля импульсов от  $\beta$ -частиц определяется по формуле:

$$N_\beta = N_{\beta\gamma} - N_\gamma. \quad (7.6)$$

Плотность потока  $\beta$ -частиц ( $\text{част}/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ ) определяется по формуле:

$$\phi_\beta = \frac{(N_{\beta\gamma} - N_\gamma)}{K_\beta \cdot S_{\text{дет}}}, \quad (7.7)$$

где  $K_\beta$  — коэффициент эффективности  $\beta$ -частиц (коэффициент счетности);  $S_{\text{дет}}$  — площадь детектора,  $\text{см}^2$ .

Для каждого счетчика  $K_\beta$  определяется по эталонному  $\beta$ -источнику с известной активностью.

Таким образом, в большинстве случаев дозиметрия  $\beta$ -излучения сводится к следующему:

- 1) нахождение источников излучения;
- 2) определение вида излучений;
- 3) измерение плотности потока частиц, создаваемых этими источниками, и определение распределения плотности потока в пространстве.

### **Приборы, применяемые для дозиметрии $\beta$ -излучения**

Регистрация  $\beta$ -излучения осуществляется дозиметром-радиометром ДКС-96 с БДЗБ-96с, БДЗБ-96, БДЗБ-96б и ДРБП-03 производства ООО НПП «Доза», рис. 7.2–7.4.

Характеристики блоков детектирования представлены ниже:

Детектор	Пластмассовый сцинтиллятор
Площадь активной поверхности детектора	28 $\text{см}^2$
Диапазон измерения плотности потока бета-излучения (по Sr-90+Y-90)	$10 \div 10^5 \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$
Основная погрешность измерения	$\pm (20 + 200/Ax^*) \%$
Диапазон энергии регистрируемого бета-излучения	0,3 ÷ 3,0 МэВ
Эффективность регистрации (по Sr-90+Y-90)	25 %
Степень защиты	IP54
Габаритные размеры, масса	Ø 90 × 230 мм, 0,9 кг

\* где  $Ax$  — безразмерная величина, численно равная измеренному значению плотности потока в  $\text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ .



Рис. 7.2. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДЗБ-96 производства ООО НПП «Доза»



Рис. 7.3. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДЗБ-96с производства ООО НПП «Доза»

### Характеристики блока детектирования $\beta$ -излучения БДЗБ-96с:

Детектор	Газоразрядный счетчик Бета-2
Площадь активной поверхности детектора	15 см <sup>2</sup>
Диапазон измерения плотности потока бета-излучения (по Sr-90+Y-90)	$10 \div 10^5 \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$
Основная погрешность измерения	$\pm (20 + 200/Ax^*) \%$
Диапазон энергии регистрируемого бета-излучения	0,12 ÷ 3,0 МэВ
Эффективность регистрации:	
по Sr-90+Y-90	не менее 46 %
по Tl-204	не менее 10 %
по C-14	не менее 3 %
Габаритные размеры, масса	Ø 65 × 65 мм, 0,3 кг

\* где  $Ax$  — безразмерная величина, численно равная измеренному значению плотности потока в  $\text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ .



Рис. 7.4. Внешний вид прибора ДКС-96 с блоком детектирования БДЗБ-966 производства ООО НПП «Доза»

Характеристики блока детектирования  $\beta$ -излучения с автоматической компенсацией гамма-фона БДЗБ-966:

Детектор	Газоразрядные счетчики
Площадь активной поверхности детектора	80 см <sup>2</sup>
Диапазон измерения плотности потока бета-излучения (по Sr-90+Y-90)	$3 \div 10^4 \text{ мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$
Основная погрешность измерения	$\pm (20 + 200/Ax^*) \%$
Диапазон энергии регистрируемого бета-излучения	0,12 ÷ 3 МэВ
Эффективность регистрации:	
по Sr-90+Y-90	не менее 25 %
по Tl-204	не менее 16 %
Степень защиты	IP54
Габаритные размеры, масса	150 × 200 × 110 мм, 1,5 кг

\* где  $Ax$  — безразмерная величина, численно равная измеренному значению плотности потока в  $\text{мин}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ .

Все эти блоки детектирования предназначены для определения загрязнения поверхности  $\beta$ -активными нуклидами, а в качестве детекторов используются газоразрядные цилиндрические или торцевые счетчики. Эти счетчики с определенной эффективностью регистрируют и гамма-излучение.

Дозиметр-радиометр серии МКС-15 Д «СНЕГИРЬ» может быть использован для оперативного измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МЭД) и амбиентного эквивалента дозы (ЭД) гамма-излучения, плотности потока бета-частиц и для оценки скорости счета при совмещенных измерениях гамма и бета-излучений, рис. 7.5.





Рис. 7.5. Внешний вид дозиметра-радиометра серии МКС-15Д «СНЕГИРЬ» производства ООО НПП «Доза»

### Характеристики дозиметра-радиометра МКС-15 Д «Снегирь»:

Детектор	Газоразрядный счетчик
Диапазон энергий регистрируемого фотонного излучения	0,05 ÷ 3,0 МэВ
Диапазон измерений:	
МАЭД фотонного излучения	$0,1 \text{ мкЗв} \cdot \text{ч}^{-1} \div 2 \cdot 10^{-3} \text{ Зв} \cdot \text{ч}^{-1}$
АЭД фотонного излучения	$1 \text{ мкЗв} \div 10 \text{ Зв}$
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерений:	
МАЭД фотонного излучения	$\pm (15 + 2/H) \%$ , где $H$ — безразмерная величина, численно равная измеренному значению МАЭД в $\text{мкЗв} \cdot \text{ч}^{-1}$
АЭД фотонного излучения	$\pm 15 \%$
Энергетическая зависимость дозиметра относительно энергии 0,662 МэВ	$\pm 25 \%$
Анизотропия дозиметра при падении гамма-квантов в телесном углу $\pm 60^\circ$ относительно основного направления измерений (перпендикулярного верхней задней части дозиметра):	
для радионуклидов $^{137}\text{Cs}$ и $^{60}\text{Co}$	$\pm 25 \%$
для радионуклида $^{241}\text{Am}$	$\pm 60 \%$
Диапазон энергий регистрируемого бета-излучения	0,1 ÷ 3,0 МэВ
Диапазон измерений плотности потока бета-излучения	$10 \div 105 \text{ см}^{-2} \cdot \text{мин}^{-1}$
Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерений плотности потока бета-излучения	$\pm (20 + 200/P)$ , где $P$ — безразмерная величина, численно равная измеренному значению плотности потока бета-излучения в $\text{част} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{мин}^{-1}$
Время установления рабочего режима дозиметра	$\text{мин}^{-1}/1 \text{ мин}$

Все узлы дозиметра расположены в компактном корпусе из ударопрочной пластмассы. На лицевой панели находятся индикатор и многофункциональные кнопки управления дозиметра, ниже — рычаг управления заслонкой окна детектора. На задней панели расположено окно детектора, которое закрывается заслонкой для экранирования бета-излучения при измерении гамма-излучения и фонового значения МЭД. Детектором ионизирующих гамма- и бета-излучений служит газоразрядный счетчик Гейгера-Мюллера типа Бета-2.

**Режим измерения поверхностной плотности потока бета-частиц** обеспечивает наиболее точные результаты, если при измерении фона дозиметр будет расположен параллельно контролируемой поверхности и на минимальном расстоянии от нее. После завершения измерения фона нужно, не перемещая дозиметр, перевести заслонку окна детектора в открытое положение, и измерение плотности потока бета-излучения начнется автоматически. Чувствительность детектора к бета-излучению существенно зависит от энергии частиц. Предприятием-изготовителем дозиметр градуируется по источнику  $^{90}\text{Sr}$  ( $^{90}\text{Y}$ ) с граничной энергией бета-излучения 2284 кэВ. При измерении плотности потока бета-излучения других нуклидов следует вводить поправку на зависимость чувствительности детектора от энергии бета-излучения.

## Глава 8. Оценка радиационной безопасности

---

**Р**адиационная безопасность — составная часть общей техники безопасности, обеспечивающая безопасные условия труда персонала и населения при использовании различных источников ионизирующих излучений.

Радиационный контроль — это основной механизм обеспечения радиационной безопасности, заключающийся в постоянном отслеживании соответствия фактического уровня ионизирующего излучения от применяемых источников допустимым пределам, устанавливаемым действующими нормативами.

Радиационной обстановкой называют совокупность последствий радиоактивного загрязнения местности.

Дозиметрический контроль является неотъемлемой составной частью радиационной безопасности, оценка которой осуществляет мониторинг выполнения установленных нормативов, выявляет и устраняет источники повышенной радиации, учитывает факторы радиационного воздействия на человека и принимает меры по его уменьшению на минимально возможные значения.

На основе эпидемиологических исследований групп облученных людей были разработаны международные нормы безопасности при работе с ИИИ и способы защиты от ионизирующих излучений. При Организации Объединенных Наций (ООН) были созданы Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) и Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ).

МКРЗ разрабатывает рекомендации, руководствуясь мерами радиационной защиты, которые на территории РФ носят именно рекомендательный, а не обязательный характер.

На данный момент на территории Российской Федерации действуют следующие нормативные документы в сфере радиационной безопасности:

- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009);
- СП 2.6.1.2612–10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)»;

- МУ 2.6.5.032—2017 «Контроль радиоактивного загрязнения поверхностей»;
- НП-053—2016 «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов»;
- МУ 2.6.5.053—2017 МУ «Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно опасных участках предприятий госкорпорации «Росатом». Общие требования»;
- МУ 2.6.5.028—2016 «Методические указания. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования»;
- МУ 2.6.1.2153—06 «Методические указания. Оперативная оценка доз облучения населения при радиоактивном загрязнении территории воздушным путем»;
- МР 2.6.1.0050—11 «Методические рекомендации. Санитарно-гигиенические требования к мероприятиям по ликвидации последствий радиационной аварии»;
- МУ 2.6.5.040—2016 «Методические указания. Определение дозы незапланированного или аварийного облучения персонала предприятий Госкорпорации «Росатом»»;
- МУ 2.6.5.026—2016 «Методические указания. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования»;
- МУ 2.6.5.008—2016 «Методические указания. Контроль радиационной обстановки»;
- Руководство по мониторингу при ядерных или радиационных авариях IAEA-TECDOC-1092/R.

НРБ-99/2009 являются основным документом в сфере радиационного контроля и подлежат исполнению всеми юридическими и физическими лицами, о чем сказано в самих нормах (в соответствии с п. 1.1 гл. 1). Нормы радиационной безопасности направлены на предотвращение возникновения негативных эффектов от воздействия ионизирующего излучения как у настоящего поколения, так и у будущих поколений.

В п. 1.3 гл. 1 указаны источники, на которые распространяется действие норм. В нормах вводятся основные принципы обеспечения радиационной безопасности (п. 2.1 гл. 1):

1) непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения (принцип нормирования);

2) запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением (принцип обоснования);

3) поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения (принцип оптимизации).

НРБ-99/2009 (в соответствии с п. 3.1 гл. 3) устанавливает категории облучаемых лиц:

- персонал группы А — категория, к которой отнесены лица, на постоянной или временной основе работающие с техногенными ИИИ;
- персонал группы Б — категория, к которой относятся лица, по условиям работы находящиеся в сфере воздействия ИИИ;
- все население, а также лица персонала групп А и Б, вне сферы и условий их производственной деятельности.
- Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:
- основные пределы доз (ПД), приведенные в табл. 8.1;

Таблица 8.1

## Основные пределы доз

Нормируемые величины	Пределы доз	
	Персонал (группа А)	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год)	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год)
Эквивалентная доза за год:		
• в хрусталике глаза	150 мЗв	15 мЗв
• коже	500 мЗв	50 мЗв
• кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

- допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения);

- контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.).

Основные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Студенты, проходящие лабораторный практикум, относятся к персоналу группы Б.

Все допустимые уровни воздействий персонала группы Б равны  $\frac{1}{4}$  допустимых уровней воздействий группы А.

Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, Нормы вводят дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм в год не должно быть более  $\frac{1}{20}$  предела годового поступления для персонала.

Это связано с тем, что эмбрион и плод человека крайне чувствителен к воздействию ионизирующего излучения. Существуют определенные периоды, когда чувствительность к повреждению особенно высока — это критические (сенситивные) периоды. Наиболее опасный период при воздействии ИИ — стадия закладки органов эмбриона. Отмечено, что чем моложе плод, тем более высока у него радиочувствительность.

Также НРБ-99/2009 устанавливают требования к защите от природного облучения в производственных условиях. Этому посвящена Глава 4 Норм.

Вторым наиболее значимым нормативным документом в области радиационной безопасности на территории РФ является ОСПОРБ 99/2010. В соответствии с ним устанавливаются требования по обеспечению достаточного уровня защиты людей от вредного воздействия различных ИИИ при всех условиях облучения (п. 1.1 правил). Данные правила обязательны для всех юридических и физических лиц, о чем говорится в ОСПОРБ 99/2010.

Кроме нормативных документов, обязательных на всей территории РФ, существуют локальные правовые акты предприятий (нормативы, инструкции по безопасности). Для обеспечения радиационной безопасности на предприятии необходим инструктаж с проверкой знаний радиационной безопасности, который включает в себя:

- вводный инструктаж — при поступлении на работу;
- первичный инструктаж — на рабочем месте;
- повторный инструктаж — не реже двух раз в году;
- внеплановый инструктаж — при изменении характера работ, после радиационной аварии, несчастного случая.

Законодательная база РФ предписывает предприятиям, работающим с ИИИ, назначать приказом лицо, ответственное за безопасную эксплуатацию ИИИ, а также проводить медицинские осмотры персонала (не реже одного раза в год в условиях нормальной эксплуатации ИИИ для своевременного выявления лиц, имеющих противопоказания для работы с ИИИ). Лица из персонала должны иметь при себе индивидуальный дозиметр, для измерения накопленной дозы (мужчины — один, женщины — два, один из которых располагается в нижней части области живота). Полученную дозу следует фиксировать ежегодно в карточке индивидуального учета. (Снятие показаний индивидуального дозиметра с нижней части области живота — каждые 3 месяца).

Администрацией организации устанавливаются контрольные уровни (дозы, плотности потоков), которые учитывают достигнутые на предприятии уровни радиационной безопасности. Контрольные уровни, принятые в организации, всегда должны быть ниже допустимых уровней, о чем сказано в НРБ-99/2009 (п. 3.1, гл. 3).

На данном этапе выработана позиция, в соответствии с которой в производственных условиях, связанных с воздействием ИИИ, должны быть минимизированы все дополнительно отягощающие факторы, неблагоприятно влияющие на самочувствие, работоспособность и здоровье людей (шум, вибрации, токсичные газы).

Оценка радиационной обстановки при выбросе в окружающую среду радиоактивных веществ и выбор режимов радиационной защиты населения разработаны на базе документов МЧС и ГО.

Несмотря на защитные рекомендации на предприятиях, работающих с ИИИ, возможно возникновение аварийных ситуаций. Радиационная авария — потеря управления источником ионизирующего излучения, связанная с непригодностью к эксплуатации оборудования, неверными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли бы привести или привели к облучению людей выше установленных норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Радиационные аварии можно классифицировать по ряду признаков.

1. Масштаб:

- локальные;
- местные;
- территориальные;
- трансграничные.

2. Технические последствия:

- проектная;
- запроектная;
- гипотетическая.

Развитие аварийной ситуации принято делить на фазы:

- ранняя;
- промежуточная;
- поздняя (восстановительная).

Система радиационной безопасности персонала и населения при радиационной аварии предназначена для сведения к минимальному значению негативных последствий аварии, прежде всего — предотвращения возникновения детерминированных эффектов и минимизирования вероятности возникновения стохастических эффектов. При обнаружении радиационной аварии принимаются срочные меры по предотвращению дальнейшего развития аварии, возобновлению контроля над источником излучения и сведению к минимуму доз облучения и количества облученных лиц персонала и населения, радиоактивного загрязнения производственных помещений и окружающей среды, экономических и социальных потерь, вызванных аварией.

В случае радиационных аварий в течение определенного промежутка времени допускается облучение, превышающее установленные основные гигиенические нормативы (допустимые пределы доз) в пределах, определенных санитарными нормами и правилами.

В РФ предупреждением радиационных аварий и ликвидацией их последствий занимается Единая государственная система предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций — РСЧС. Современная система радиационной защиты и безопасности в сравнении с системами защиты от других техногенных факторов риска является одной из самых совершенных. Должное выполнение установленных правил и рекомендаций снижает вероятность возникновения аварийной ситуации.



## Приложение. Задания по курсу «Дозиметрия»

---

### Задание к главе 1. Исследование законов ослабления фотонного излучения в веществе

---

Цель работы: экспериментальное исследование законов ослабления фотонного излучения при прохождении его через материалы с различными порядковыми атомными номерами.

#### Задание

1. Ознакомиться с инструкцией по эксплуатации прибора и подготовить его к работе.

2. Осуществить геометрию «узкого» пучка и провести измерение фона  $I_0$  и начальное значение числа импульсов от источника (в обоих случаях пластины поглотителей отсутствуют). При этом время измерения фона должно быть не менее 100 с, время измерения числа импульсов с применением источника — не менее 30 с.

3. В геометрии «узкого» пучка определить число импульсов  $I_i$  при различных толщинах  $d_i$  двух видов поглотителей, рекомендованных преподавателем (пластины располагать вплотную к источнику).

4. Осуществить геометрию «широкого» пучка и провести аналогичные п. 2 и п. 3 измерения числа импульсов (пластины располагать вплотную к детектору). При этом время измерения фона должно быть не менее 100 с, время измерения числа импульсов с применением источника — не менее 30 с.

Обратить внимание, что в геометрии «узкого» и «широкого» пучков значения фона отличаются.

На каждой кривой ослабления необходимо получить не менее 8–10 точек. При малой толщине поглотителя наблюдается наибольшее отклонение от законов, определяемых (1.14) и (1.15) (см. гл. 1), поэтому рекомендуется по возможности (зависит от толщины имеющихся пластин) половину точек (5–6) на кривой ослабления получить на начальном участке кривой.

Каждое из измерений (получение одной точки на кривой) повторяется не менее трех раз; в расчетах в дальнейшем используется среднее значение  $\phi_i$ .

Для обработки результатов измерений рекомендуется использовать ПЭВМ (любые прикладные программы ORIGIN, EXCEL, MATLAB и т.д.).

### Рекомендации к выполнению

1. Для каждого материала поглотителя построить кривые ослабления фотонного излучения в зависимости от толщины материала  $d_i$  в условиях геометрии «узкого» и «широкого» пучков в координатах:

$$\frac{n_i - n_{\Phi}}{n_o - n_{\Phi}} = f(di), \quad (1)$$

где  $n_o$  — скорость счета импульсов от источника при отсутствии поглотителя;  $n_i$  — скорость счета импульсов от источника при наличии поглотителя толщиной  $d_i$ ;  $n_{\Phi}$  — скорость счета импульсов фона (зависит от геометрии измерений).

2. По кривым ослабления геометрии «узкого» пучка для каждого материала поглотителя определить коэффициенты ослабления  $\mu_{\text{эксп}}$ . Сравнить  $\mu_{\text{эксп}}$  со справочными значениями  $\mu_{\text{справ}}$  и определить относительную погрешность по формуле:

$$\delta = \frac{(\mu_{\text{эксп}} - \mu_{\text{справ}})}{\mu_{\text{справ}}} \cdot 100 \%. \quad (2)$$

3. Для исследованных материалов поглотителей определить фактор накопления  $B_{\text{эксп}}$ , сравнивая кривые ослабления в геометрии «узкого» и «широкого» пучков. Построить зависимость  $B_{\text{эксп}} = f(\mu d)$  и  $B_{\text{эксп}} = f(\mu d) \times R$ . На этом же графике нанести справочные значения дозовых факторов накопления  $B_{\text{справ}}$ . Оценить в процентах отличие  $B_{\text{эксп}}$  и  $B_{\text{справ}}$  при некой фиксированной толщине поглотителя.

4. Для каждого материала определить слои половинного ослабления  $\Delta_{1/2\text{эксп}}$  в геометрии «узкого» и «широкого» пучков и сравнить их со справочными значениями  $\Delta_{1/2\text{справ}}$ , рассчитать относительную погрешность.

5. В выводах сделать сравнительный анализ защитных свойств материалов поглотителей с различными  $Z_{\text{эф}}$ , используя экспериментально полученные значения  $\mu$  и  $\Delta_{1/2}$ . Сравнить экспериментальные и теоретические результаты. Объяснить наблюдаемую погрешность.

## **Задание к главе 2. Определение эквивалентной равновесной активности радона**

Цель работы: освоение аппаратуры и методики определения эквивалентной равновесной активности радона.

### **Задание 1**

1. Ознакомиться с инструкцией по эксплуатации измерительного комплекса «Альфарад плюс-АРП» производства ООО НПП «Доза» и подготовить его к работе.

2. Произвести контроль фона блока измерения ЭРОА.

3. Произвести измерение ЭРОА радона в атмосфере лаборатории. Выбрать режим ЭРОА-10, произвести измерение в соответствии с инструкцией к измерительному комплексу.

4. Зафиксировать полученные данные об ЭРОА радона и торона, количестве импульсов от ДПР радона, объемной активности ДПР радона.

5. Определить при помощи образцового  $\alpha$ -источника абсолютную эффективность регистрации излучения  $\eta_{\alpha}$ . Для этого необходимо измерить скорость счета альфа-излучения от нескольких источников в линейке ОСАИ.

6. Для каждого из источников произвести 3 измерения по 10 секунд. Сравнивая среднюю скорость счета прибора с паспортной активностью источника, найти эффективность регистрации (в единицах импульс/распад).

7. Измерить фоновый счет от двух фильтров и экрана. Время каждого замера 10 минут.

8. Определить ЭРОА радона и долю свободных атомов по методу Кузнецова в помещении, указанном преподавателем. Для этого закрепить в воронке насоса фильтр шершавой стороной вовнутрь. Прокачку воздуха производить в течение 10 минут. Скорость прокачки поддерживать равной 10 л/мин при объеме насоса 0,3 л. Через 40 минут после окончания прокачки последовательно измерить число импульсов от экрана и фильтра в течение 10 минут.

9. Сравнить результаты, полученные с помощью измерительного комплекса «Альфарад плюс-АРП» и сцинтилляционного детектора альфа-излучения. Результаты измерений сравнить с допустимыми для воздуха рабочих помещений в соответствии с НРБ-99/2009.

## **Задание 2**

1. Ознакомиться с инструкцией по эксплуатации измерительного комплекса «Альфарад плюс-АРП» и подготовить его к работе.

2. Произвести контроль фона блока измерения ЭРОА, провести контроль фона блока измерения ОА.

3. Произвести измерение ЭРОА радона в атмосфере лаборатории. Выбрать режим ЭРОА-10, произвести измерение в соответствии с инструкцией к измерительному комплексу.

4. Зафиксировать полученные данные об ЭРОА радона и торона, количестве импульсов от ДПР радона, объемной активности ДПР радона.

5. Произвести измерение ОА радона в атмосфере лаборатории. Выбрать режим ОА 20, произвести измерение в соответствии с инструкцией к измерительному комплексу.

6. Рассчитать годовую экспозицию по измеренным значениям ЭРОА радона и по ОА радона с учетом полученного в результате измерения фактора равновесия для жилого и рабочего помещения.

7. Рассчитайте эффективную дозу, получаемую при данных величинах экспозиции, в условиях пребывания в жилом и рабочем помещениях.

8. По измеренным данным об объемной активности радона и рассчитанной величине эффективной дозы сделайте выводы на основании уровней вмешательства для жилищ и рабочих мест, указанных в табл. 2.1 (с. 19).

## **Задание к главе 3. Термолюминесцентный метод дозиметрии**

---

Цель работы: практическое ознакомление с термолюминесцентным методом измерения дозы фотонного излучения, овладение методикой выполнения измерений, приобретение навыков работы с прибором ДВГ.

### **Задание**

1. Ознакомиться с описанием прибора ДВГ-02ТМ и с прикладным программным обеспечением (см. приложение 3.1 «Установка дозиметрическая термолюминесцентная ДВГ-02ТМ. Инструкция по эксплуатации»), подготовить прибор к работе.

2. Провести подготовку ТЛ-детекторов для облучения (ТЛD-500 К, ДТГ-4). С этой целью провести измерение светосуммы (дозы) до облучения для каждого детектора с применением прибора ДВГ-02 ТМ. Таким образом, детекторы будут отожжены, и вся накопленная в них дозиметрическая информация будет стерта.

3. Поместить 3 кассеты с ТЛ-детекторами перед гамма-источником известной активности на фиксированное расстояние (40, 80, 120 см) или использовать разные типы гамма-источников известной активности, помещая детекторы перед ними на одинаковое расстояние. Провести облучение в течение 60 минут (фиксировать время облучения и расстояние!).

4. Поместить другие 2 кассеты с ТЛ-детекторами перед  $\beta$ -источником на расстоянии 10 см. Провести облучение в течение 30 минут.

5. С применением прибора ДВГ-02 ТМ произвести считывание значений накопленных величин светосуммы и эквивалента дозы  $H_p(10)$  для каждого облученного ТЛ-детектора. Калибровочные коэффициенты для каждого типа детекторов, задаваемые в программе, получить у преподавателя.

6. Сравнить экспериментальные значения эквивалентной дозы  $H_p(10)$  гамма-излучения с рассчитанной величиной. Для расчетов использовать данные табл. П1, с. 92, а также учитывать следующее.

Мощность эквивалентной дозы  $\dot{H}$  (Зв/с) на расстоянии  $R$  рассчитывается по формуле:

$$\dot{H} = \frac{\Gamma_H \cdot A}{R^2}, \quad (3)$$

где  $\Gamma_H$  — гамма-постоянная для мощности эквивалентной дозы ( $\text{аЗв} \cdot \text{м}^2/\text{с} \cdot \text{Бк}$ );  $R$  — расстояние от источника до точки измерения (м).

Мощность воздушной кермы  $\dot{K}$  (Гр/с) на расстоянии  $R$  рассчитывается по формуле

$$\dot{K} = \frac{\Gamma_K \cdot A}{R^2}, \quad (4)$$

где  $\Gamma_K$  — керма-постоянная ( $\text{аГр} \cdot \text{м}^2/\text{с} \cdot \text{Бк}$ );  $R$  — расстояние от источника до точки измерения (м).

Активность источника (Бк) на момент измерения определяется по формуле:

$$A = A_0 \cdot e^{\left(-\frac{0,693 \cdot t}{T_{1/2}}\right)}, \quad (5)$$

где  $A_0$  — паспортная активность источника на момент его изготовления, Бк;  $T_{1/2}$  — период полураспада, годы;  $t$  — время, прошедшее с момента изготовления источника до измерения, годы.

Таблица П1

**Характеристики используемых источников гамма-излучения**

Радио- нуклид	$E_\gamma$ , МэВ	Керма- постоянная $\Gamma_k$ , аГр · м <sup>2</sup> /(с · Бк)	Гамма-постоянная для мощности эквивалентной дозы $\Gamma_H$ (аЗв · м <sup>2</sup> /с · Бк)	$T_{1/2}$
<sup>241</sup> Am	0,060	0,77	0,85	432 года
<sup>137</sup> Cs	0,661	21,4	23,7	30,17 лет
<sup>60</sup> Co	1,25	84,6	94,0	5,27 лет

7. Сделать выводы о соответствии экспериментальной  $H_p(10)$  и рассчитанной дозы облучения. Рассчитать погрешность измерения, объяснить расхождения. Сделать выводы о возможности регистрации  $\beta$ -излучения разными типами ТЛ-детекторов и их относительной чувствительности к  $\beta$ -излучению.

### **Задание к главе 4. Дозиметрия фотонного излучения с помощью газоразрядных счетчиков**

Цель работы: оценить возможности измерения амбиентного эквивалента дозы газоразрядными счетчиками и ионизационной камерой; изучить энергетическую зависимость чувствительности различных типов дозиметров.

#### **Задание 1**

Изучить энергетическую зависимость чувствительности газоразрядных счетчиков. Для этого выполнить следующие действия.

1. Ознакомиться с инструкцией по эксплуатации приборов, используемых в лабораторной работе, и подготовить их к работе.
2. Измерить уровень фонового излучения всеми дозиметрами, для чего установить дозиметры на расстоянии 50–70 см от источников в центре экспериментального стола (контейнеры с источниками закрыты).

3. Для более полного знакомства с ионизационными методами дозиметрии провести измерение мощности амбиентного эквивалента дозы, создаваемого гамма-источниками на выбранных расстояниях с помощью рекомендованных преподавателем дозиметров.

4. Рассчитать мощности доз создаваемых гамма-источниками на выбранных расстояниях. Характеристики используемых радионуклидов представлены в табл. П1 (с. 92).

5. Рассчитать энергетическую зависимость чувствительности приборов по мощности дозы.

Данные расчетов в эксперименте рекомендуется записывать в форме таблицы.

## Задание 2

Изучить энергетическую зависимость чувствительности промышленных дозиметров ДКГ-03 Д «Грач» и *RAMION*.

1. Ознакомиться с техническим описанием приборов и подготовить их к работе.

2. Измерить уровень фонового излучения всеми дозиметрами, для чего установить дозиметры на расстоянии 50–70 см от источников в центре экспериментального стола (контейнеры с источниками закрыты).

3. Измерить мощность амбиентного эквивалента дозы поочередно каждым дозиметром на выбранных расстояниях. Расстояние выбрать самостоятельно.

4. Рассчитать мощности доз, создаваемых гамма-источниками на выбранных расстояниях.

Данные расчетов и эксперимента рекомендуется записывать в форме таблицы.

## Рекомендации к выполнению

При выполнении работы необходимо сделать следующее.

1. Построить зависимости  $\varepsilon = f(E_\gamma)$  для счетчиков.

2. Построить зависимость зависимости  $P_{\text{изм}}/P_{\text{расч}} = f(E_\gamma)$  для дозиметров.

3. Сравнить полученные зависимости между собой и оценить влияние фильтров на ЭЗЧ. Для дозиметров полученные в эксперименте значения ЭЗЧ сравнить с паспортными данными.

4. Сделать вывод о возможности использования счетчиков или дозиметров для дозиметрических измерений.

### **Вопросы для самоконтроля**

1. Механизм формирования импульсов в газоразрядном счетчике.
2. Определение эффективности регистрации фотонов газоразрядными счетчиками.
3. Энергетическая зависимость чувствительности при измерении дозы газоразрядными счетчиками. Факторы, определяющие ЭЗЧ, способы снижения ЭЗЧ.

### **Задание к главе 5. Сцинтилляционный метод дозиметрии фотонного излучения**

---

Цель работы: оценить возможности измерения мощности амбиентного эквивалента дозы сцинтилляционными детекторами в широком диапазоне энергий фотонного излучения; изучить энергетическую зависимость чувствительности различных типов сцинтилляторов.

### **Задание**

1. Ознакомиться с экспериментальной установкой. Изучить паспорт и инструкцию по эксплуатации прибора. Подготовить его к работе.
2. Провести измерение фонового значения мощности дозы всеми детекторами в центре экспериментального стола при закрытых источниках гамма-излучения.
3. Провести измерения мощности дозы от каждого источника каждым детектором на определенном оптимальном расстоянии  $R_i$ . Зафиксировать значение  $R_i$  в рабочем протоколе. Оптимальное расстояние выбирается так, чтобы, с одной стороны, прибор «не зашкаливал» (в этом случае возможен эффект «насыщения»), с другой, его показания должны быть значительно выше фона. Расстояние  $R_i$  может быть различно для каждого дозиметра и источника.
4. Рассчитать мощности воздушной кермы и эквивалентной дозы, создаваемые каждым источником на расстоянии  $R_i$ .
5. Построить график энергетической зависимости чувствительности (ЭЗЧ) для каждого из детекторов, используемых в работе. Определить значение ЭЗЧ ( $S_{\text{эксп}}$ , %) в рабочем энергетическом диапазоне и сравнить со значением ЭЗЧ, приведенном в паспорте на дозиметр ( $S_{\text{пасп}}$ , %).



### Рекомендации к выполнению

1. Мощность воздушной кермы (Гр/с) на расстоянии  $R$  от источника рассчитывается по формуле:

$$\dot{K} = \frac{\Gamma_k \cdot A}{R^2}, \quad (6)$$

где  $\Gamma_k$  — керма-постоянная для данного радионуклида, аГр · м<sup>2</sup>/с · Бк;  $A$  — активность радионуклида на время измерения, Бк;  $R$  — расстояние от источника до точки измерения, м.

Мощность эквивалентной дозы  $\dot{H}$  (Зв/с) на расстоянии  $R$  рассчитывается по формуле:

$$\dot{H} = \frac{\Gamma_H \cdot A}{R^2}, \quad (7)$$

где  $\Gamma_H$  — гамма-постоянная для мощности эквивалентной дозы (аЗв · м<sup>2</sup>/с · Бк);  $R$  — расстояние от источника до точки измерения (м).

Активность источника (Бк) на момент измерения определяется как

$$A = A_0 \cdot e^{\left(-\frac{0,693 \cdot t}{T_{1/2}}\right)}, \quad (8)$$

где  $A_0$  — паспортная активность источника на момент его изготовления, Бк;  $T_{1/2}$  — период полураспада, лет;  $t$  — время, прошедшее с момента изготовления источника до момента измерения, лет.

Характеристики используемых источников гамма-излучения представлены в табл. П1 (с. 92).

2. Найти значение  $S_i = \dot{H}_{\text{эксп}}^* (10) / \dot{H}_{\text{расч}}^* (10)$  для каждого детектора при различных энергиях. В значении  $\dot{H}_{\text{эксп}}^* (10)$  учесть (вычесть) значение фона  $\dot{H}_{\text{ф}}^* (10)$ .

3. По найденным значениям  $S_i$  для каждого дозиметра построить график энергетической зависимости чувствительности  $S = f(E_\gamma)$  и сравнить их с паспортными значениями ЭЗЧ каждого дозиметра.

4. Сравнить полученные значения  $S = f(E_\gamma)$  для всех используемых дозиметров между собой и сделать выводы о возможности их использования для дозиметрического контроля.

5. Сравнить полученные значения ЭЗЧ с паспортными значениями ЭЗЧ дозиметров. Сделать выводы о возможности использования дозиметров для дозиметрического контроля.

## Задание к главе 6. Дозиметрия нейтронного излучения

Цель работы: освоение методов и средств измерения эквивалентной дозы, создаваемой нейтронным излучением, а также экспериментального определения свойств материалов, используемых для защиты от нейтронов.

В работе используется радиоизотопный плутоний-берилиевый источник. Его характеристики: поток  $\Phi = 10^8$  нейтронов/с; период полураспада 24 060 лет; выход нейтронов  $1,7 \cdot 10^6$  нейтронов/(с · Ки); число испускаемых гамма-квантов на 1 нейтрон  $\sim 1$ ; средняя энергия нейтронов 4,5 МэВ, а максимальная энергия — 10,74 МэВ.

Проходя через вещество, поток нейтронов вследствие взаимодействия с веществом будет ослабляться. Плотность потока нейтронов моноэнергетического точечного изотропного источника мощностью  $S_0$  после прохождения слоя вещества (защиты) толщиной  $d$ , когда источник и детектор находятся на противоположных сторонах защиты, можно определить из соотношения:

$$\phi(d) = S_0 \cdot \frac{f}{4 \cdot \pi \cdot d^2} \cdot e^{\left(-\sum_{i=1}^m \frac{\Delta d_i}{L_i}\right)}, \quad (9)$$

где  $S_0$  — мощность источника;  $L$  — длина релаксации нейтронов, см;  $f$  — коэффициент, учитывающий отклонение от экспоненциального закона ослабления.

Приближенно можно считать, что сечение выведения и длина релаксации связаны соотношением:  $\Sigma = 1/L$ .

### Задание 1

Экспериментальное исследование защитных свойств материалов для нейтронов различных энергетических групп, определение длины релаксации.

### Рекомендации к выполнению

1. Изучить принцип регистрации нейтронов и инструкцию по эксплуатации прибором ДКС-96 с блоком детектирования нейтронов БДМН

2. Установить датчик БДМН над каналом контейнера.

3. Моделируя потоки нейтронов различных энергетических групп с помощью парафиновых пробок и кадмиевого листа, провести измерения плотности потока нейтронов, регистрируемых детектором:

- канал контейнера свободен от парафиновой пробки и Cd-листа: весь спектр нейтронов источника;
- парафиновая пробка  $d = 20$  см в канале: медленные нейтроны;
- парафиновая пробка  $d = 10$  см и Cd-лист: промежуточные нейтроны;
- Cd-лист: быстрые нейтроны;
- парафиновая пробка 20 см и Cd-лист: фоновое излучение (источник находится в положении «хранение»).

Число измерений в каждой геометрии  $n = 3$ , время одного замера — 100 с.

Из полученных значений плотности потока нейтронов сделать:

- а) качественный вывод о защитных свойствах парафина и кадмия;
- б) оценить долю нейтронов разных энергий используемого Pu-Be источника, представив результаты в виде диаграммы.

4. Моделируя с помощью парафиновых пробок и Cd-листа потоки медленных, промежуточных и быстрых нейтронов, измерить значения плотности потока нейтронов при различных толщинах материалов-поглотителей, указанных преподавателем. Для этого над каналом контейнера устанавливаются поочередно пластины поглотителя до максимально возможной толщины ( $i = 5-7$ ). Число измерений скорости счета импульсов с использованием каждой пластины  $n = 3$ , время одного замера  $t = 100$  с. В расчетах использовать усредненные значения плотности потока нейтронов для каждой пластины.

5. Для каждой энергетической группы нейтронов и каждого материала-поглотителя на основании экспериментально полученных с учетом экспоненциального ослабления потока нейтронов и мощности дозы (6.1) методом наименьших квадратов вычислить значения макроскопического сечения  $\Sigma$  и длины релаксации  $L$ . Сравнить экспериментальные значения  $\Sigma$  и  $L$  со справочными величинами, рассчитать и объяснить погрешность измерений. Сделать выводы о защитных свойствах материалов поглотителей. Результаты измерений свести в таблицу.

## Задание 2. Измерения и расчеты мощности эквивалентной дозы

### Рекомендации к выполнению

1. Провести измерения плотности потока нейтронов от интегрального спектра нейтронов Pu-Be источника (канал свободен от пробок и Cd-листа) детектором ДКС-96, который устанавливают по центру над каналом контейнера. Число измерений  $n = 3$ , время одного замера  $t = 100$  с. Определить среднее значение.

2. Используя градуировочный для данного детектора коэффициент  $r = (4 \pm 1) 10^8$  [Зв<sup>-1</sup>], определить мощность эквивалентной дозы  $dH/dt$  (Зв/с), создаваемую нейтронами Pu-Be источника на расстоянии  $R = 70$  см (расстояние от источника до средней части детектора ДКС-96):

$$\frac{dH}{dt} = \frac{\phi}{r}. \quad (10)$$

3. Сравнить экспериментальное и расчетное значения мощности эквивалентной дозы. Объяснить отличие их значений.

4. Полагая среднюю энергию нейтронов источника равной 4,5 МэВ, рассчитать величину мощности эффективной дозы в плоскопараллельной геометрии (ПЗ), создаваемую на расстоянии от источника до детектора, и сравнить ее с измеренной дозиметром.

## Задание к главе 7. Дозиметрия β-излучения

---

Задание выполняется в рамках конкурса *AtomSkills* компетенции «Дозиметрист».

Цель работы: освоение метода и средств измерения полей излучения, формируемых источниками β-частиц; знакомство с методикой контроля радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты. Определить наличие и местоположение источников ионизирующего излучения на предложенном стенде, провести измерения/расчет параметров найденных ИИИ; представить отчет о проделанной работе.

Несколько закрытых источников β- и гамма-излучений помещают на поверхности стола и закрываются тонким листом из текстолита,

на котором нанесена координатная сетка с расстоянием между линиями 10 см. Источники  $\beta$ -излучения фактически имитируют также загрязнение поверхности стола.

### **Задание**

1. Провести поиск источников излучения на столе и определить вид излучения ( $\beta$ ,  $\gamma$ , смешанное).
2. Провести градуировку 3-х блоков детектирования (по указанию преподавателя) по  $\beta$ -излучению и по  $\gamma$ -излучению.
3. Оценить возможность использования этих приборов для регистрации  $\beta$ -излучения в присутствии  $\gamma$ -фона.
4. Сделать вывод о степени загрязнения поверхности стола.

### **Рекомендации к выполнению**

1. Ознакомиться с техническим описанием используемого прибора и методикой работы с ним.
2. Определить местонахождение источников и вид их излучения с помощью одного из детекторов. Для этого детектор устанавливается над поверхностью стола окном вниз и медленно передвигается по всей поверхности стола в различных направлениях с шагом 5–10 см (в зависимости от рабочей поверхности детектора). Детектор не должен касаться поверхности стола во избежание его загрязнения. Отметить мелом местонахождение источников и максимальные значения плотности потока.
3. Для оценки возможности использования приборов для измерения  $\beta$ -излучения в присутствии  $\gamma$ -фона провести градуировку приборов по  $\beta$ -излучению и  $\gamma$ -излучению.
4. С учетом допустимых уровней загрязнения, определяемых НРБ-99/2009, сделать вывод об уровне загрязнения поверхности стола.
5. Рассчитать максимальную величину гамма-фона, при которой возможно проведение измерений допустимой плотности потока внешнего  $\beta$ -излучения для персонала (НРБ—99/2009). При этом считать, что источником  $\beta$ -излучения является радионуклид  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ , допустимые уровни радиоактивного загрязнения кожи кистей рук — (40 част/см<sup>2</sup> мин), поверхности стола — (2000 част/см<sup>2</sup> мин).

## **Задание к главе 8. Оценка радиационной безопасности**

---

Задания выполняется в рамках конкурса *AtomSkills* компетенции «Дозиметрист».

Цель работы: поиск источников ионизирующего излучения в помещении и составление картограммы. Радиационный контроль автотранспорта.

### **Задание 1**

В учебной лаборатории используются источники  $\beta$ -,  $\gamma$ - и нейтронного излучений, которые расположены в защитных контейнерах. Необходимо измерить мощность дозы около каждого контейнера, в двух точках в непосредственной близости от поверхности контейнера различными дозиметрами. Результаты измерений, проводимых в идентичных условиях, будут отличаться друг от друга вследствие различной энергетической зависимости чувствительности (ЭЗЧ), точности измерения, возможности избирательно регистрировать определенный вид излучения или несколько видов излучения.

Для работы предлагается использовать несколько дозиметров (радиометров): ДКС-96 с блоками детектирования, дозиметр-радиометр МКС-15Д «Снегирь», дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с различными блоками детектирования, дозиметр индивидуальный ДКГ-АТ2503, АТ2503А, дозиметр гамма-излучения ДКГ-07Д «Дрозд», дозиметр гамма-излучения ДКГ-02У «Арбитр».

### **Рекомендации к выполнению**

1. Ознакомиться с техническим описанием и порядком работы с дозиметрами. Необходимо фиксировать внимание на конструктивных особенностях дозиметров и назначении фильтров (крышек). Представить краткую характеристику приборов в виде таблицы с указанием точности измерения, энергетического диапазона измеряемых характеристик и энергетической зависимости чувствительности в этом диапазоне, типа используемых детекторов, диапазона измеряемых доз.

2. Провести измерение мощностей доз. Данные замеров свести в таблицу, к которой должна быть приложена картограмма расположения источников в лаборатории.

3. Дать анализ экспериментальных результатов, причин различия измеряемых мощностей доз. Указать значения мощности дозы, которые наиболее правильно характеризуют радиационную обстановку около каждого источника и в лаборатории в целом. Сравнить их с допустимой мощностью дозы для лиц категории А и Б (ДМД<sub>А</sub> и ДМД<sub>Б</sub>) и уровнем фоновое излучения.

4. Указать места с наиболее радиационно опасными точками в лаборатории и дать рекомендации о времени и условиях работы студентов в этих местах составить картограмму.

5. С использованием одного из приборов провести измерения радиационной обстановки в лабораториях, в которых студенты непосредственно выполняют учебно-исследовательскую работу на своих кафедрах.

## **Задание 2**

Студент выполняет дозиметрические и радиометрические измерения различных видов ионизирующих излучений с целью обеспечения и подтверждения соответствия требованиям законодательной, нормативной и методической базы в области радиационной безопасности. Следует провести радиационный контроль автотранспорта, по результатам измерений сделать вывод о соответствии уровня радиоактивного загрязнения автомобиля допустимым или контрольным уровням. Студент дает заключение о возможности выезда автотранспорта за пределы предприятия, оформить соответствующие документы.

## Основные определения и термины

**Активность** — число спонтанных преобразований ядер  $dN$  за интервал времени  $dt$ :

$$A = \frac{dN}{dt}.$$

Единица измерения — беккерель (Бк).

**Альфа-излучение** — корпускулярное ионизирующее излучение, состоящее из альфа-частиц (ядер гелия), испускаемых при радиоактивном распаде или при ядерных реакциях, превращениях.

**Бэр** — биологический эквивалент рада, внесистемная единица измерения эквивалентной дозы любого вида излучения, которое создает такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 рад образцового рентгеновского или гамма-излучения.

**Бета-излучение** — корпускулярное электронное или позитронное ионизирующее излучение с непрерывным энергетическим спектром, которое возникает при превращениях ядер или нестабильных частиц (например, нейтронов). Спектр характеризуется граничной максимальной энергией  $E_{\beta\max}$ .

**Внутреннее облучение** — облучение тела человека, а также отдельных его органов и тканей от источников ионизирующих излучений, которые находятся в самом теле.

**Гамма-излучение** — коротковолновое электромагнитное излучение с длиной волны  $< 0,1$  нм, которое возникает при распаде радиоактивных ядер, переходе ядер из возбужденного состояния в основное, при взаимодействии быстрых заряженных частиц с веществом (см. *Тормозное излучение*), аннигиляции электронно-позитронных пар и т. д.

**Годовая эквивалентная доза в органе или ткани  $T$**  — сумма эквивалентной дозы в органе  $T$  внешнего облучения в течение года и ожидаемой эквивалентной дозы внутреннего облучения в органе  $T$ , которая сформирована поступлением радионуклидов в течение одного года.

**Годовая эффективная доза** — сумма эффективной дозы внешнего облучения в течение года и ожидаемой эффективной дозы внутрен-



него облучения, которая сформирована поступлением радионуклидов в течение одного года.

**Доза эффективная коллективная** — мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения отдельных групп людей, равна сумме индивидуальных эффективных доз и определяется в виде:

$$S = \sum_i \bar{E}_i \cdot N_i,$$

где  $E_i$  — средняя эффективная доза на  $i$  группу,  $N_i$  — число людей в  $i$  группе,  $i$  — количество групп.

Единица измерения — человеко-зиверт (чел.-Зв).

**Доза поглощенная (D)** — отношение средней энергии  $dE$ , которая передана ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = \frac{dE}{dm}.$$

Единица измерения в системе СИ — 1 Грэй, Гр, внесистемная единица — 1 рад (аббревиатура от английского — radiation absorbed dose), 1 Гр = 100 рад.

**Доза эквивалентная в органе или ткани  $T$  ( $H_T$ )** — величина, которая определяется как произведение поглощенной дозы  $D_T$  в отдельном органе или ткани  $T$  на взвешивающий коэффициент излучения  $w_R$ :

$$H_T = D_T \cdot w_R.$$

Единица эквивалентной дозы в системе СИ 1 Зиверт (Зв), внесистемная единица 1 бэр (биологический эквивалент рада), 1 Зв = 100 бэр.

**Доза эффективная (E)** — сумма произведений эквивалентных доз  $H_T$  в отдельных органах и тканях на соответствующие тканевые взвешивающие коэффициенты  $w_T$ :

$$E = \sum_i H_T \cdot w_T.$$

Использование понятия эффективной дозы допускается при значениях эквивалентных доз ниже порога возникновения детерминированных эффектов.

**Допустимая мощность дозы (PDR)** — допустимый уровень усредненной за год мощности эквивалентной дозы на все тело при внеш-

нем облучения. Численно равен отношению предела дозы ( $DL$ ) к времени облучения ( $t$ ) в течение календарного года:

$$PDR = \frac{DL}{t}.$$

Если специально не оговорено, то для лиц категории А и Б принимается  $t = 1700$  ч, для населения  $t = 8760$  ч.

**Допустимая плотность потока частиц (фотонов) (PFP)** — допустимый уровень усредненной за год плотности потока частиц.  $PFP$  численно равен отношению допустимой мощности дозы ( $PDR$ ) к удельной максимальной дозе  $h_m$  ( $\text{Зв} \cdot \text{см}^2 \cdot \text{част}^{-1}$ ) от внешнего облучения:

$$PFP = \frac{PDR}{h_m}.$$

**Допустимое радиоактивное загрязнение поверхности** — допустимый уровень, установленный с учетом непревышения предела дозы за счет радиоактивного загрязнения поверхности рабочих помещений, оборудования, индивидуальных средств защиты и кожных покровов для лиц категории А и рабочих поверхностей.

**Допустимый уровень** — производный норматив для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год, усредненный за год мощности эквивалентной дозы, концентрации радионуклидов в воздухе, питьевой воде и рационе, плотности потока частиц и т. п., рассчитан для референтных условий облучения из значений пределов доз.

**Зиверт** — единица измерения эквивалентной дозы любого вида излучения, которое создает в биологической ткани такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр образцового рентгеновского или гамма-излучения.

**Ионизирующее излучение** — излучение (электромагнитное, корпускулярное), которое при взаимодействии с веществом непосредственно или косвенно вызывает ионизацию и возбуждение его атомов и молекул.

**Категория А** — лица, работающие с техногенными источниками ионизирующего излучения.

**Категория Б** — лица, находящиеся по условиям работы в сфере воздействия техногенных источников. Дозы облучения, как и все допустимые производные уровни персонала группы Б, не должны превышать 0,25 от значений для персонала группы А.

**Керма** (аббревиатура от англ. — *kinetic energy released into material*) — отношение суммы первичных кинетических энергий  $dW_K$  всех заряженных частиц, образованных под влиянием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$K = \frac{dW_K}{dm}.$$

Единица измерения кермы, так же как и поглощенной дозы, — 1 Грэй (Гр). Значение кермы отличается от поглощенной дозы только на радиационные потери  $K_T$ , которые для фотонного излучения с энергией менее 10 МэВ составляют не более 2 %.

**Контрольные уровни (КУ)** — радиационно-гигиенические регламенты первой группы, числовые значения которых устанавливаются исходя из фактически достигнутого на данном радиационно-ядерном объекте или территории уровня радиационного благополучия. Устанавливаются администрацией учреждения по согласованию с органами Госсанэпиднадзора. Их численные значения должны учитывать достигнутый в учреждении уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

**Косвенно ионизирующее излучение** — ионизирующее излучение, состоящее из фотонов и/или незаряженных частиц, которые вследствие взаимодействия с веществом создают непосредственно ионизирующее излучение.

**Непосредственно ионизирующее излучение** — ионизирующее излучение, которое состоит из заряженных частиц (электронов, протонов, альфа-частиц и др.), имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации атомов и молекул вещества.

**Плотность загрязнения** — активность  $A$  данного радионуклида на единицу площади поверхности  $S$ :

$$\sigma = \frac{A}{S}.$$

Единица измерения — беккерель на квадратный метр ( $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-2}$ ).

**Предел дозы** — основной радиационно-гигиенический норматив, целью которого является ограничение облучения лиц категории А, Б и населения от всех источников ионизирующего излучения. В НРБ—99/2009 установлены следующие значения основных пределов доз, см. табл. 8.1 (с. 83).

**Принцип непревышения** (установленных уровней) — принцип радиологической защиты, который требует ограничения уровней облучения, связанных с избранной человеческой деятельностью.

**Принцип оправданности** — принцип радиологической защиты: польза от выбранной человеческой деятельности должна превышать связанный с этой деятельностью суммарный ущерб для общества или человека.

**Принцип оптимизации** — принцип радиологической защиты, который требует, чтобы польза от выбранной человеческой деятельности не только превышала связанный с ней ущерб, но и была максимальной.

**Радиационная безопасность** — состояние радиационно-ядерных объектов и окружающей среды, которое обеспечивает непревышение пределов доз, исключение любого необоснованного облучения и уменьшение доз облучения персонала и населения ниже установленных пределов доз настолько, насколько это может быть достигнуто и экономически обосновано.

**Рентген** — внесистемная единица измерения экспозиционной дозы. Рентген фотонного излучения, проходящий через  $1 \text{ см}^3$  сухого воздуха, создает ионы, несущие одну электростатическую единицу заряда каждого знака, при нормальных условиях: температуре  $0^\circ \text{C}$  и давлении 760 мм рт. ст.

**Рентгеновское излучение** — электромагнитное излучение с длиной волны  $10^{-1} - 10 \text{ \AA}$  при торможении быстрых электронов в веществе (непрерывный спектр) и переходах электронов между внутренними электронными оболочками атома (линейчатый спектр). Источники — рентгеновская трубка, некоторые радиоактивные изотопы, ускорители заряженных частиц.

**Радиационный взвешивающий коэффициент** — модифицирующие множители для поглощенной дозы в органе или ткани, основанные на виде и качестве внешнего поля излучения или на виде и качестве излучения, испущенного инкорпорированным в теле радионуклидом. Используется при расчете эффективной и эквивалентной доз. В НРБ—99/2009 установлены следующие значения радиационных взвешивающих коэффициентов ( $w_R$ ):

Вид излучения	$w_R$
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Протоны с энергией $> 2 \text{ МэВ}$	5

Нейтроны: с энергией $< 10$ кэВ	5
с энергией 10–100 кэВ	10
с энергией 100 кэВ — 2 МэВ	20
с энергией 2–20 МэВ	10
с энергией $> 20$ МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

**Тканеэквивалентное вещество** — материал, у которого электронная плотность, эффективный атомный номер и элементный состав близки к этим характеристикам тканей человека.

**Тормозное излучение** — электромагнитное излучение, которое возникает при рассеивании (торможении) быстрой заряженной частицы в кулоновском поле атомных ядер и электронов. Является существенным для легких частиц — электронов и позитронов. Спектр тормозного излучения непрерывный, максимальная энергия равна начальной энергии заряженной частицы. Примеры: тормозное рентгеновское излучение в рентгеновской трубке, тормозное гамма-излучение быстрых электронов ускорителя при их попадании в мишень и т. д.

**Тканевой взвешивающий коэффициент** отражает относительную вероятность стохастических эффектов в ткани (органе). Используется при расчете эффективной дозы. В НРБ–99/2009 установлены следующие значения тканевых взвешивающих коэффициентов ( $w_T$ ):

Ткань или орган	$w_T$
Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа, поверхность кости	0,01
Остальное	0,05

**Удельная и объемная активность** — активность  $A$  радионуклида в веществе массой  $m$  (массовая у. а.,  $A_m$ ) или объеме вещества  $V$  (объемная у. а.,  $A_v$ )

$$A_m = \frac{A}{m}, \quad A_v = \frac{A}{V}.$$

Единицы измерения, соответственно, ( $\text{Бк} \cdot \text{кг}^{-1}$ ) или ( $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3}$ ).

**Характеристическое излучение** — фотонное излучение с дискретным энергетическим спектром, которое возникает при изменении энергетического состояния электронов атома.

**Экспозиционная доза** — количественная характеристика поля излучения, основанная на величине ионизации сухого воздуха при нормальном атмосферном давлении, представляет собой отношение суммарного заряда  $dQ$  всех ионов одного знака, созданных в воздухе, к массе объема воздуха  $dm$ .

Единица экспозиционной дозы в СИ: *кулон на килограмм* (Кл/кг), внесистемная единица: *рентген* (Р). Рентген фотонного излучения, проходящий через  $1 \text{ см}^3$  сухого воздуха, создает ионы, несущие одну электростатическую единицу заряда каждого знака, при нормальных условиях: температуре  $0^\circ \text{C}$  и давлении  $760 \text{ мм рт. ст.}$

**Соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами  
в области ионизирующих излучений**

Величина и ее обозначение	Название единиц		Связь между единицами
	Единица СИ	Внесистемная единица	
Активность, $A$	беккерель (Бк)	кюри (Ки)	$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$ $1 \text{ Бк} \approx 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$
Плотность загрязнения	беккерель на квадратный метр ( $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-2}$ )	кюри на квадратный километр ( $\text{Ки} \cdot \text{км}^{-2}$ )	$1 \text{ Ки} \cdot \text{км}^{-2} = 3,7 \cdot 10^4 \text{ Бк} \cdot \text{м}^{-2}$ $1 \text{ Бк} \cdot \text{м}^{-2} \approx 2,7 \cdot 10^{-5} \text{ Ки} \cdot \text{км}^{-2}$
Поглощенная доза, $D$	грэй (Гр)	Рад (рад)	$1 \text{ рад} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Гр}$ $1 \text{ Гр} = 1 \cdot 10^2 \text{ рад}$
Мощность поглощенной дозы, $dD/dt$	грэй в секунду ( $\text{Гр} \cdot \text{с}^{-1}$ )	рад в секунду ( $\text{рад} \cdot \text{с}^{-1}$ )	$1 \text{ рад} \cdot \text{с}^{-1} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Гр} \cdot \text{с}^{-1}$ $1 \text{ Гр} \cdot \text{с}^{-1} = 1 \cdot 10^2 \text{ рад} \cdot \text{с}^{-1}$
Эквивалентная доза, $H$	зиверт (Зв)	биологический эквивалент рада (бэр)	$1 \text{ бэр} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}$ $1 \text{ Зв} = 1 \cdot 10^2 \text{ бэр}$

Величина и ее обозначение	Название единиц		Связь между единицами
	Единица СИ	Внесистемная единица	
Эффективная доза, $E$	зиверт (Зв)	биологический эквивалент рада (бэр)	$1 \text{ бэр} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}$ $1 \text{ Зв} = 1 \cdot 10^2 \text{ бэр}$
Керма, $K$	грэй (Гр)	рад (рад)	$1 \text{ рад} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Гр}$ $1 \text{ Гр} = 1 \cdot 10^2 \text{ рад}$

## Библиографический список

---

1. Иванов, В. И. Курс дозиметрии : учебник для вузов / В. И. Иванов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва : Энергоатомиздат, 1988. — 400 с. — ISBN 5-283-02968-9.
2. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности : учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко — Москва : Энергоатомиздат, 1990. — 176 с. — ISBN 5-283-03029-6.
3. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва : Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.: ил. — ISBN 5-283-03063-6.
4. Голубев Б. П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений : учебник для студентов вузов / Б. П. Голубев ; Под ред. Е. Л. Столяровой. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва : Энергоатомиздат, 1986. — 461 [1] с.: ил.
5. СП 2.6.1.2612–10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ–99/20 Ю). — Москва : Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. — 83 с. — URL: <http://nucloweb.jinr.ru/nucloserv/inform/instructions/osprb-99-2010.pdf> (дата обращения: 05.09.2020).
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ–99/2009): санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — Москва: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с. — URL: [https://ohranatruda.ru/ot\\_biblio/norma/244459/](https://ohranatruda.ru/ot_biblio/norma/244459/) (дата обращения: 05.09.2020).
7. Кузнецов, В. М. Российская и мировая атомная энергетика / В. М. Кузнецов, Х. Д. Чеченов. — Москва : Изд-во МГУ, 2008. — 764 с. — ISBN 978-5-98079-462-0.
8. Кузнецов, В. М. Радиоэкология и радиационная безопасность (история, подходы, современное состояние) : учебное пособие для студентов вузов / В. М. Кузнецов, В. С. Никитин, М. С. Хвостова. — Москва : НИПКЦ Восход-А, 2011. — 1208 с. — ISBN 978-5-933055-224-9.



9. Брегадзе, Ю. И. Прикладная метрология ионизирующих излучений / Ю. И. Брегадзе, Э. К. Степанов, В. П. Ярына ; под ред. Ю. И. Брегадзе. — Москва : Энергоатомиздат, 1990. — 264 с.: ил. — ISBN 5-283-02998-0.
10. Жуковский, М. В. Радон: измерение, дозы, оценка риска / М. В. Жуковский, И. В. Ярмошенко. — Екатеринбург: УрО РАН, 1997. — 232 с. — ISBN 5-7691-0694-8.
11. ICRP, 2014. Radiological protection against radon exposure. ICRP Publication 126. Ann. ICRP 43 (3). Радиологическая защита от облучения радоном / под ред. М. В. Жуковского, И. В. Ярмошенко, С. М. Киселева // Перевод публикации 126 МКРЗ. — Москва : Изд-во «ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России», 2015. — 92 с. — ISBN 978-5-903926-06-8.
12. Термолюминесцентная дозиметрия / К. К. Шварц, З. А. Грант, Т. К. Межс, М. М. Грубе. — Рига : Зинатне, 1968. — 185 с.
13. Бекман, И. Н. Радиоактивность и радиация : учебное пособие. Радиохимия. Т. 1 / И. Н. Бекман. — МО Щёлково: Издатель П. Ю. Мархотин, 2011. — 398 с. — ISBN 978-5-905722-05-9.
14. Маркитанова, Л. И. Защита от радиации : учеб.-метод. пособие / Л. И. Маркитанова. — Санкт-Петербург : Университет ИТМО; ИХиБТ, 2015. — 39 с.
15. Основы организации радиационной безопасности при использовании источников ионизирующего излучения : учеб.-метод. пособие к практ. занятиям для студентов I медицинского факультета по специальности «Лечебное дело» / А. И. Севальнев [и др.]. — Запорожье : [ЗГМУ], 2015. — 108 с. — URL: <http://dspace.zsmu.edu.ua/handle/123456789/2601> (дата обращения: 05.09.2020).

*Учебное издание*

**Баранова Анна Александровна**  
**Оконечников Александр Петрович**  
**Пустоваров Владимир Алексеевич**

## **ДОЗИМЕТРИЯ**

Редактор О. В. Климова  
Верстка О. П. Игнатьевой

Подписано в печать 23.11.2020. Формат 70×100/16.  
Бумага офсетная. Цифровая печать. Усл. печ. л. 9,0.  
Уч.-изд. л. 5,7. Тираж 100 экз. Заказ 230.

Издательство Уральского университета  
Редакционно-издательский отдел ИПЦ УрФУ  
620049, Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, 5  
Тел.: +7 (343) 375-48-25, 375-46-85, 374-19-41  
E-mail: rio@urfu.ru

Отпечатано в Издательско-полиграфическом центре УрФУ  
620083, Екатеринбург, ул. Тургенева, 4  
Тел.: +7 (343) 358-93-06, 350-58-20, 350-90-13  
Факс: +7 (343) 358-93-06  
<http://print.urfu.ru>



